

ISSN - 0250 - 5010

ANNALEN
VAN
DE BELGISCHE VERENIGING
VOOR
STRALINGSBESCHERMING

VOL. 25, N°4

1e trim. 2001

**Nouvelle réglementation générale pour la protection contre les rayonnements ionisants
(révision de l'A.R. du 28.02.1963)**

**Nieuw algemeen reglement voor de bescherming tegen ioniserende stralingen
(revisie van het K.B. van 28.02.1963)**

Aanpak van het nucleair biomedisch ziekenhuisafval uit België en Nederland

Driemaandelijkse periodiek

Périodique trimestriel

2400 MOL 1

2400 MOL 1

ANNALES
DE
L'ASSOCIATION BELGE
DE
RADIOPROTECTION

Hoofdredacteur

Dr M.H. Faes
Fazantendreef, 13
B- 3140 Keerbergen

Rédacteur en chef

Redactiesecretariaat

Mme Cl. Stiévenart
Av. Armand Huysmans 206, bte 10
B- 1050 Bruxelles - Brussel

Secrétaire de Rédaction

Publikatie van teksten in de Annales gebeurt onder volledige verantwoordelijkheid van de auteurs.
Nadruk, zelfs gedeeltelijk uit deze teksten, mag enkel met schriftelijke toestemming van de auteurs en van de Redactie.

Les textes publiés dans les Annales le sont sous l'entière responsabilité des auteurs.
Toute reproduction, même partielle, ne se fera qu'avec l'autorisation écrite des auteurs et de la Rédaction.

Annales de l'Association belge de
Radioprotection -
Vol. 25, N° 4, 2000

Annalen van de Belgische Vereniging voor
Stralingsbescherming Vol. 25, N° 4, 2000

Une erreur s'est glissée dans nos Annales,
vol. 25, n° 3 "**IRPA 10 - Participation
belge- Belgische Bijdrage**". Nous avons
omis de reproduire la communication de
Th. Zeevaert *et al.* Elle est reprise dans le
présent numéro.

In de laatste aflevering van onze Annalen
(Vol. 25, nr 3) "**IRPA 10 Participation
belge- Belgische Bijdrage**" hebben wij de
bijdrage van Th. Zeevaert *et al.* over het
hoofd gezien. Zij is in dit nummer
opgenomen.

Ce numéro contient aussi les textes
d'exposés présentés lors de réunions
organisées par l'Association belge de
Radioprotection
à Bruxelles le 16 juin 2000, consacrée à :

Dit nummer bevat ook de teksten van de
uiteenzettingen gedaan ter gelegenheid van
vergaderingen van de Belgische
Vereniging voor Stralingsbescherming in
Brussel, op 16 juni 2000 gewijd aan :

**Nouvelle réglementation générale pour la protection contre les rayonnements ionisants
(révision de l'A.R. du 28.02.1963)**
**Nieuw algemeen reglement voor de bescherming tegen ioniserende stralingen
(revisie van het K.B. van 28.02.1963)**

Et à Antwerpen avec la Nederlandse
Vereniging voor Stralingshygiëne, le 13
octobre 2000, consacrée à :

En in Antwerpen met de Nederlandse
Vereniging voor Stralingshygiëne, op 13
oktober 2000, gewijd aan :

Aanpak van het nucleair biomedisch ziekenhuisafval in België en Nederland

SOMMAIRE

INHOUD

IRPA 10

Th. ZEEVAERT, A. BOUSHER, V. BRENDLER, P. HEDEMANN JENSEN, S.
NORDLINDER

Restoration strategies for radioactively contaminated sites and
their close surroundings 263

Revision A.R. 28.02.1963 - Revisie K.B. 28.02.1963

P. KOCKEROLS
Revisie ARBIS - Révision RGPRI 279

P. SMEESTERS
Nouvelle réglementation RGPRI: état de la question 283
(texte non disponible)

V. LIPPENS
Impact van nieuw reglementering ARBIS, partim art.20, op de uitbating van een kerncentrale
(tekst niet beschikbaar) 285

H. MOL
Aanpassing van de Belgische regelgeving aan de Europese richtlijnen
Praktische gevolgen voordegezondheidszorg 287

J. CAUSSIN
Conséquences de la nouvelle réglementation dans les institutions universitaires et
hospitalières: personnel professionnellement exposé et personnes du public 299

Aanpak van het nucleair biomedisch ziekenhuisafval in België en Nederland

A.F. LOKERSE
Organisatie van opslag en afvoer van radioactief afval bij de Erasmus Universiteit Rotterdam
en het Academisch Ziekenhuis Rotterdam 327

M. SONCK, P. COVENS
Het beheer van het nucleair biomedisch afval in het AZ-VUB:
een evaluatie van 4 jaar operationele praktijk 349

J. DELHOVE
Management of radioactive waste in medical establishments 363

H. A. SELLING
Radioactief ziekenhuisafval: wat doen we er mee? 381

L. BAEKELANDT
Vrijgave: recente international ontwikkelingen 391

N. LARDOT
NIRAS: het beheer van radioactief afval uit de biomedische sector 403

Restoration Strategies for Radioactively Contaminated Sites and their Close Surroundings.

Th. Zeevaert⁽¹⁾, A. Bousher⁽²⁾, V. Brendler⁽³⁾, P. Hedemann Jensen⁽⁴⁾, S. Nordlinder⁽⁵⁾

⁽¹⁾SCK•CEN, Boeretang 200, 2400 Mol, Belgium

⁽²⁾Westlakes Scientific Consulting, Moor Row, Cumbria, CA24 3LN, UK

⁽³⁾Forschungszentrum Rossendorf, Institut für Radiochemie, 01314 Dresden, Germany

⁽⁴⁾Risoe National Laboratory, Dpt. of Nuclear Safety Research, 4000 Roskilde, Denmark

⁽⁵⁾Studsvik Eco & Safety AB, 61182 Nyköping, Sweden

INTRODUCTION

A number of nuclear facilities in Europe began operations in the 1950s and 1960s and, consequently, are reaching the end of their as designed life expectancy. While the main technical part of the installations will be subject to a controlled decommissioning, consideration is also required for the restoration of sites where contamination has been dispersed or where radioactive residues are contained by methods which may be unreliable for long-term storage.

Restoration of such sites would seem advisable, both for the sake of the protection of the population and for relieving otherwise costly control of the site. However, the clean-up by conventional techniques is very expensive and may be very questionable on the basis of cost-benefit evaluations. Those problems are well-known, e.g. by the large clean-up programmes of former military sites in the USA, and will become acute when decisions have to be taken about the future of these sites in both Eastern and Western Europe. The US experience shows that the application of alternative techniques, e.g. *in-situ* restoration is hampered by the lack of transparent risk assessments which consider the exposure of present and future populations and of restoration workers. Also, the lack of relevant data from on-site experiences is another shortcoming for decision-aiding in this domain.

In order to tackle the most urgent problems related to site restoration, both a robust and transparent decision-aiding methodology and relevant data are needed.

An international project partly funded by the EU under the Fourth Framework of the Nuclear Fission Safety Programme, has been addressing this problem. In this project a transparent generic decision-aiding method has been established, capable of evaluating and ranking restoration strategies for radioactively contaminated sites and their close surroundings (RESTRAT). Partners to the project were: SCK•CEN (co-ordinating the work programme), Westlakes Scientific Consulting, Forschungszentrum Rossendorf, Studsvik Ecosafe and Risoe National Laboratory. The study has now been concluded and its findings are presented here. A manual (1) has been produced explaining the method and applying it to typical example cases.

Five typical example sites have been studied: the Drigg low-level waste disposal site, the Ranstad uranium tailing site, the Molse Nete river, the Ravenglass estuary and the Tranebärssjön lake. They were selected as being representatives of major classes of contaminated sites in Europe.

METHOD

The methodology of ranking restoration options has been based on the radiation protection principles of justification and optimisation, as recommended by ICRP 60 (2). The justification principle requires that the restoration (remediation) should do more good than harm, meaning that the net benefit (benefit of the reduction in radiation detriment less the harm and the cost of the restoration) should be positive. The optimisation principle requires that among the justified restoration options, the one with the highest net benefit should be selected for implementation. Dose limits do not apply as the restoration of sites contaminated with residues of past or old work activities may be considered as an intervention (when there is existing exposure of a population from these sites).

Criteria (attributes) that have to be taken into account in order to evaluate and calculate the net benefit include :

- radiological health detriment;
- economic costs;
- social factors.

For performing radiological optimisation analyses, several quantitative decision-aiding techniques are available (3, 4). When factors are difficult to quantify (e.g. social factors), a multi-attribute utility (MAU) type of analysis is the most appropriate technique for dealing with them.

The major attributes are further divided into sub-attributes forming the hierarchical structure shown in Fig. 1 below.

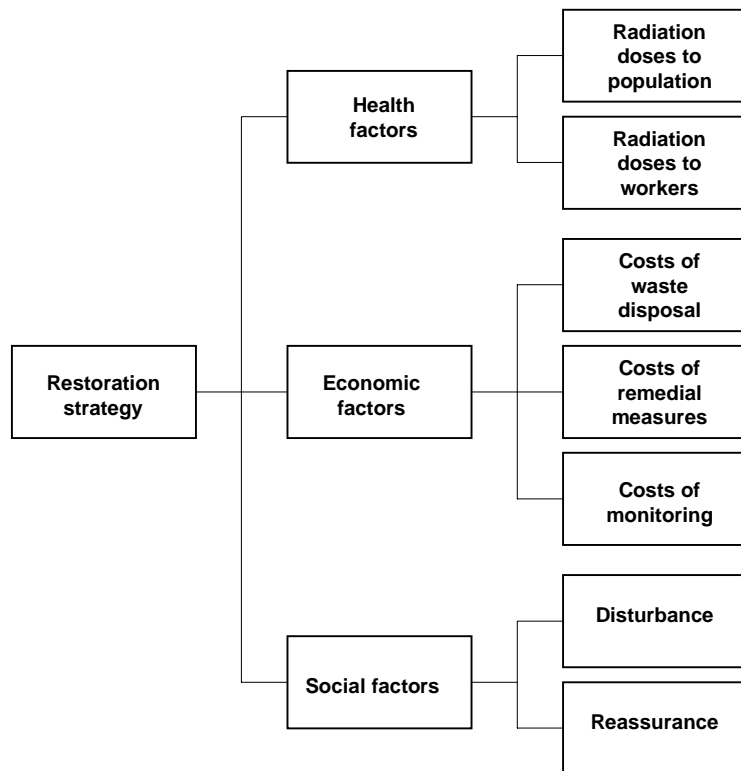


Figure 1 : Attribute hierarchy for restoration of a contaminated site.

The relative weights of the attributes and sub-attributes in each group must then be determined and, for each option, the utility value with respect to each of the attributes.

For the conversion from attribute values to utility values, various types of utility functions may be applied. In this study risk-neutral, linear utility functions are used. These are expressed as :

$$U(x) = 100 \left(1 + \frac{x_{\min} - x}{x_{\max} - x_{\min}} \right)$$

where $(x_{\min}; x_{\max})$ is the value range of the attribute considered.

The alternative (option) which does best on a particular attribute is assigned a utility value of 100, the alternative which does worst a utility value of 0 for that particular attribute. Other alternatives are assigned intermediate utility values according to the utility function indicated above.

The determination of the weighting factors is a much more difficult task. A simple scaling method is proposed establishing conversion constants between the weighting factors of attributes of the same group (cf. Fig. 1), with the sum of the weighting factors set equal to 1.

For the attributes expressed in the same units these constants can be taken to be equal to the ratios of the ranges of the value of the attributes.

For the radiological health detriment and the economic cost the conversion constant is derived in the same way, adopting a monetary value of the man Sievert, taken here as 100 000 EUR/man Sv according to the Nordic Radiation Protection Authorities (5).

The conversion constant between the weighting factors of the radiological health attribute and the social factors are much more difficult to quantify. Intuitively it has been assumed to be less than 1 and for non-accidental situations like remediation of contaminated sites with small exposures, significantly less than 1. Here a value of 0.25 has been adopted.

For the social sub-attributes other considerations were taken into account (see below : "Social factors").

The results of the MAU analysis will be shown in detail for three example sites investigated:

- the uranium mining and milling site of Ranstad (Sweden);
- the Drigg site for the disposal of low-level radioactive waste (UK) as it was prior to remediation;
- the Molse Nete river which receives low-level liquid radioactive effluents from a waste treatment facility (Belgium).

A comprehensive literature review was carried out in order to identify potentially relevant restoration

techniques and to determine the characteristics needed in the ranking methodology.

Four major categories of restoration technologies were distinguished :

- removal of sources : excavation of contaminated soil, sediment
- separation of contaminated fraction from uncontaminated fraction
- containment : providing barriers between contaminated and uncontaminated medium
- immobilisation : adding agents to the contaminated medium to bind the contaminants.

Values of performance characteristics and unit values (per unit volume or area of contaminated medium) of costs and exposure times of restoration workers were extracted from the literature. Uncertainty ranges are indicated in Table 1.

Table 1 : Performance, cost and workforce exposure values of various remediation techniques.

Technology (‡)	Performance Indicator	Cost (EUR/m ³)		Workforce exposure (manh/m ³)
Removal of Source (B)	<i>Decontamination factor</i>	<i>Extraction</i>	<i>Disposal & transport</i>	
Soil excavation	1 - 20	50 - 150	450 - 800	0.2 - 1
Physical separation (C)	<i>Decontamination factor</i> <i>Waste reduction</i>	<i>Excavation & separation</i>	<i>Disposal & transport of residue</i>	
Soil washing (C1)	1 - 10 50 - 98%	200 - 650	2000 - 3000	0.25 - 1.5
Filtration (C2)	<i>Decontamination factor</i> 2 - >100	<i>Separation from liquid</i> 0.1 - 3.8	2000 - 3000	0.4 - 1.4
Chemical separation		<i>Excavation & separation</i>		
Chemical solubilisation (D1)	1 - 20	180 - 820	2000 - 3000	1.2 - 3.5
Ion exchange (D2)	3 - 100(U), 20 - 100(Cs)	<i>Separation from liquid</i> 1.3 - 2.5	2000 - 3000	0.4 - 1.4
Biological Separation Biosorption (D3)	2.5 - >100	1 - 3	2000 - 3000	0.4 - 1.4
Containment (E)	<i>Resultant permeability (m s⁻¹)</i>	<i>Total (per m² surface area)</i>		<i>(per m² surface area)</i>
Capping (E1 + E2)	1 × 10 ⁻¹² - 1 × 10 ⁻⁹	30 - 45		0.03 - 0.3
Subsurface barrier (E3 + E4)				
a) slurry walls	1 × 10 ⁻¹² - 1 × 10 ⁻⁸	510 - 710		0.06 - 0.4
b) grout curtains	1 × 10 ⁻¹² - 1 × 10 ⁻⁸	310 - 420		0.06 - 0.4
Immobilisation	<i>Mobility reduction factor</i>	<i>Total</i>		
Cement-based solidification (F)				
a) <i>ex-situ</i> (F1)	5 - 25	75 - 300		0.25 - 1.5
b) <i>in-situ</i> (F2)	5 - 25	50 - 310		0.06 - 0.4
Chemical immobilisation (G)				
a) <i>ex-situ</i> (G1)	5 - 50	110 - 570		0.25 - 1.5
b) <i>in-situ</i> (G2)	5 - 50	60 - 420		0.06 - 0.4

Radiological health detriment

With respect to the radiological health attributes, doses to the public and to the restoration workers were assessed.

Collective doses to the public and to the restoration workers were considered as a measure for the radiological health detriment.

Maximum annual individual doses to the critical group (public) have been assessed with the view to compare them with the recommendations of ICRP (6) and IAEA (7) on clean-up of contaminated land.

Collective doses to the public were truncated at 100 and 500 years.

For the restoration workers, the doses can be calculated straightforwardly from the contamination levels at the site and the exposure times.

For the public a more complicated impact assessment model was needed.

A compartmental type of model was chosen, based on the BIOPATH model developed by Studsvik (8).

An example of a compartmental scheme for a uranium mill tailing (Ranstad) is shown in Fig. 2.

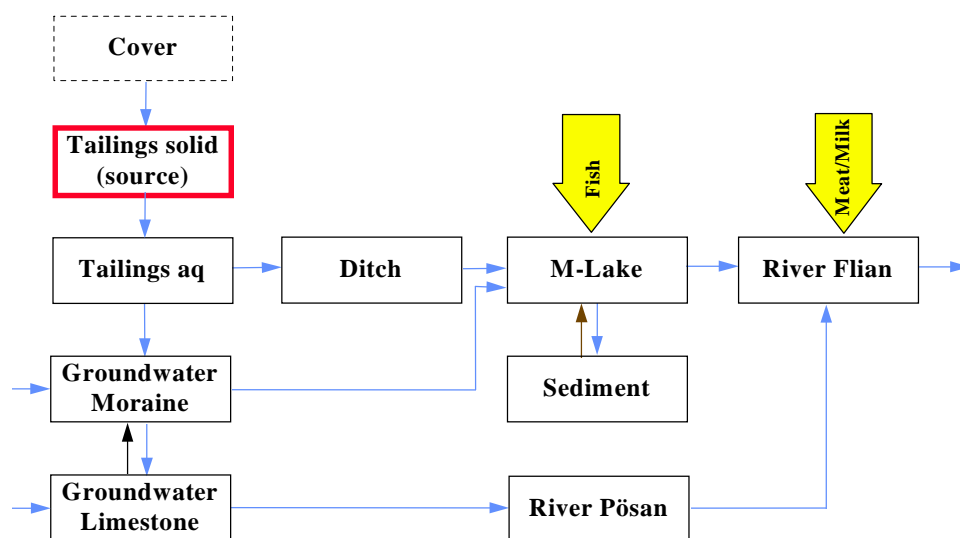


Figure 2 : Compartmental scheme for uranium mill tailings (Ranstad tailing site).

The implementation of the various restoration options considered was modelled by changing the source term (where there is a removal of sources whether or not it was followed by separation) or altering the transfer factors which were influenced by the restoration techniques (permeability k , distribution coefficient K_d).

Uncertainty and sensitivity analyses were carried out with respect to the collective doses to the public, using the PRISM code (9). Here a Latin Hypercube sampling technique is applied to generate random input parameter values, with which the model is to be run. The most influential parameters, contributing most to the uncertainty were identified, using the simple Pearson and Spearman rank correlation coefficients, between model parameters and model results.

The influence of physico-chemical phenomena on the behaviour of the contaminants (radionuclides) in the environment has been recognised to be of great importance. Most impact assessment models use values of distribution coefficients (K_d) taken directly from the literature, without paying much attention to basic physico-chemical phenomena (such as complexations, redox reactions, hydrolysis etc.) and associated physico-chemical parameters (such as Eh, pH, mineral composition etc.) influencing strongly these values. This brings about large uncertainties of K_d values, which have been shown to constitute very important sources of uncertainty for the dose results. A better strategy than using these single K_d values, is to unfold the K_d into a parameter vector, decomposing the K_d into its underlying basis processes.

From an overview of geochemical speciation modelling software, MINTEQA2 has been selected as an appropriate program, that could allow the unfolding of K_d values.

With this program site-specific values of the distribution coefficients have been calculated for a number of compartments and for the major radionuclides of the example cases. They are compared with the literature-based values in Table 2. The calculated K_d values show uncertainty ranges that are considerably smaller than those based on the literature values.

The speciation model MINTEQA2 has been incorporated into the impact assessment software (PRISM/BIOPATH). The way of incorporation has been kept flexible so that substituting the present speciation modules by another program would require comparatively little effort.

Economic costs

Economic costs constitute one of the major attributes in the optimisation analysis for the ranking of restoration options.

Important cost categories include:

- pure restoration costs
- waste disposal costs
- survey and monitoring costs.

Waste disposal costs, in particular, may be very high, when large quantities of contaminated media are to be disposed of.

Pure restoration costs consist of two important components:

- capital costs, generally incurred once;

- operation and maintenance cost, mainly including labour and consumable costs and usually evaluated on an annual basis.

As far as the restoration costs and waste disposal costs are concerned, values used in this study are derived from unit cost data collected from a literature survey.

Survey and monitoring costs cannot be derived from literature data. They have been estimated on a site-specific basis for each example site.

Table 2 : Distribution coefficients from literature and from site-specific calculations (m³/kg).

Site and nuclide	Literature data			Site-specific data		
	Mean	Low	High	Mean	Log Mean	Std of log
River Molsse Nete						
Co-60	20	5	100	0.41	-0.38	0.18
Pu-239	250	100	1000	17	1.23	0.12
Am-241	1000	100	2000	310	2.49	0.09
Drigg						
U-238, drain	0.1	0.01	1	3.63	0.56	0.33
U-238, stream	10	1	100	17	1.23	0.48
Pu-239, drain	2	0.01	100	87	1.94	0.12
Pu-239, stream	100	1	600	240	2.38	0.19
Am-241, drain	6	0.001	50	26	1.42	0.30
Am-241, stream	100	1	600	32	1.49	0.26
Ranstad tailing, U-238						
Tailing layer	0.015*	0.002	0.1	0.034	-1.47	0.35
Moraine layer	0.015*	0.002	0.1	0.29	-0.54	0.26
Limestone layer	0.015*	0.002	0.1	0.0023	-2.63	0.31
Storage pond	2	0.2	20	59	1.77	0.19

(* one single parameter was used)

Social factors

Social factors belong to the group of non-radiological protection factors that must be considered in an optimisation analysis.

Important social factors considered in this study, include:

- reassurance of the public by the implementation of remedial measures;
- disturbance caused by the remedial operations.

These attributes, being difficult to quantify, have been linked to quantities, considered important in determining those factors.

Reassurance is linked to the residual dose and the fraction of activity remaining on the site after the remediation; these being considered the major influences on public reassurance. Disturbance has been linked to the volume of waste to be transported to the waste disposal site, constituting the major cause of disturbance.

The utility values for reassurance have been taken to be inversely proportional to the residual dose and activity remaining on the site. Utility values for disturbance have been taken to be directly proportional to the volumes of waste transported.

The weighting factor for reassurance is assumed to be higher (5 to 7 times) than the weighting factor for disturbance because of its more permanent nature.

RESULTS

The restoration options considered for the three example cases mentioned above, are indicated in Table 3.

With respect to the assessment of the radiological impact at these sites, several very conservative assumptions have been made. As a consequence, the radiological doses assessed should not be considered as realistic values for these sites, but merely as hypothetical examples.

The exposure pathways taken into account at the example sites include:

- external irradiation on contaminated fields or river banks
- inhalation due to resuspension
- ingestion of contaminated drinking water
- ingestion of fish from contaminated surface water
- ingestion of food crops, contaminated through irrigation, or grown on soil contaminated through application of amendments (sediments)

- ingestion of milk, or meat contaminated through watering of the cattle, or through grazing of the cattle on contaminated pasture.

Table 3 : Restoration techniques considered for the example cases.

		Drigg site	Ranstad tailing site	Molse river	Nete
A	Basecase (No remediation)	X	X	X	
B	Removal of Sources (Soil/Sediment excavation)				X
C	Physical Separation :				
	Soil washing C1		X		X
	Filtration C2	X			
D	Chemical/Biological Separation:				
	Solubilisation D1	X	X		X
	Ion Exchange D2	X			
	Biosorption D3	X			
E	Containment : Capping E1&E2	X	X		X
	Subsurface Barriers E3&E4	X			
F	Physical Immobilisation : <i>ex-situ</i> F1	X			X
	<i>In-situ</i> F2	X	X		X
G	Chemical Immobilisation : <i>ex-situ</i> G1	X			X
	<i>in-situ</i> G2	X	X		X

The collective doses at the example sites and for the restoration options mentioned above are given in Table 4 (Molse Nete river), Table 5 (Ranstad tailing site) and Table 6 (Drigg disposal site). The uncertainty ranges estimated from the parameter variability were rather restricted (5th and 95th percentiles within a factor of 2 to 5 from the mean values) at the Ranstad site.

Table 4 : Evaluation of attributes at the Molve Nete river.

Restoration strategy	Collective dose to population (man.Sv)		Collective dose to workers [man·Sv]	Monetary costs of restoration [kECU]			Fraction of activity left on-site	Waste volume (m ³)
	100 y	500 y		Remediation	Monitoring	Waste disposal		
A	16	51	0	0	3,200	0	1	0
B	1.6	5.1	$6.1 \cdot 10^{-4}$	3,570	1,000	19,580	0.1	26,520
C1	4.5	14	$1.8 \cdot 10^{-3}$	12,870	2,000	13,260	0.3	5,300
D1	1.6	5.1	$1.6 \cdot 10^{-3}$	13,970	2,000	13,260	0.1	10,600
E1	negli.	negli.	$2.6 \cdot 10^{-3}$	4,250	3,200	0	1	0
F1	negli.	negli.	$6.7 \cdot 10^{-3}$	6,220	3,200	0	1	0
F2	negli.	negli.	$1.8 \cdot 10^{-3}$	5,810	3,200	0	1	0
G1	negli.	negli.	$6.7 \cdot 10^{-3}$	8,340	3,200	0	1	0
G2	negli.	negli.	$1.8 \cdot 10^{-3}$	5,810	3,200	0	1	0

Table 5 : Evaluation of attributes at the Ranstad tailing site.

Restoration strategy	Collective dose to population [man Sv]		Monetary costs of restoration [kECU]		Fraction of activity left on-site	Waste volume (m ³)
	100 y	500 y	Remediation	Waste disposal		
A	0.59	24	0	0	1	0
C1	0.23	9.4	640,000	38,000	0.4	4.5·10 ⁵
D1	0.13	5.5	730,000	38,000	0.2	1.5·10 ⁵
E1	0.37	15	9,500	0	1	0
E2	0.19	8.1	16,000	0	1	0
F2	0.051	1.8	23,000	0	1	0
G2	0.034	1.1	32,000	0	1	0

Table 6 : Evaluation of attributes at the Drigg disposal site.

Restoration strategy	Collective dose to population [man Sv]		Collective dose to workers [man·Sv]	Monetary costs of restoration [kECU]			Fraction of activity left on-site	Waste volume (m ³)
	100 y	500 y		Remediation	Monitoring	Waste disposal		
A	49	120	0	0	75,000	0	1	0
C2	0.93	3.3	1.5·10 ⁻⁹	380,000	750	31,000	0.01	12,500
D1	9.9	33	1.7·10 ⁻⁹	300,000	7,500	100,000	0.1	41,000
D2	16	51	3.7·10 ⁻¹⁰	1,000,000	15,000	31,000	0.2	12,500
D3	13	42	7.1·10 ⁻¹⁰	1,300,000	7,500	31,000	0.1	12,500
E1	0.43	1.9	5.5·10 ⁻¹²	3,500	75,000	0	1	0
E3	2.9	11	6.9·10 ⁻¹⁰	6,300	75,000	0	1	0
F1	4.2	10	2.8·10 ⁻⁹	55,000	75,000	0	1	0
F2	4.2	10	1.4·10 ⁻⁹	190,000	75,000	0	1	0
G1	2.9	7.2	1.9·10 ⁻⁹	130,000	75,000	0	1	0
G2	2.9	7.2	9.4·10 ⁻¹⁰	55,000	75,000	0	1	0

At the other two sites the 5th percentiles were 1 to 2 orders of magnitude lower than the mean. The most influential parameters were shown to be primarily the distribution coefficients in soil and sediment (especially for the Pu- and Am-doses) and also:

- the soil-to-plant concentration factors for the Molse Nete river
- the concentration factors to fish for the Ranstad site
- the water flow rates for the Drigg and Ranstad site.

Applying the calculated site-specific K_d values yielded a considerable reduction of the contribution from the K_d values to the uncertainty of the collective doses. For the Drigg site the contribution from the K_d in the drain was reduced from 69 % (for Pu-239) and 64 % (for Am-241) to 3 % and 15 % respectively.

For the Ranstad site the contribution from the K_d in soil (U-238) to the total uncertainty was reduced from 80 to 27 % (U-238 dose).

The data necessary for the evaluation and quantification of the economic and social attributes at the example sites are also indicated in Tables 4, 5 and 6. From these data, utility values and weighting factors for the

attributes are derived, according to the procedure described above. The overall scores of the restoration options, determined as the weighted sum of the utilities for all attributes considered are shown in Fig. 3, 4 and 5. The left hand figures show the results for 100 year dose integration and the right hand figures show the results for 500 year dose integration. For the Drigg site, both results were identical.

Uncertainties have been taken into account applying Latin Hypercube Sampling technique on the values for weighting factors and attribute values, assuming a triangular distribution between 1.5^{-1} and 1.5 times the best-estimate value. A negative correlation between collective doses and remediation costs has been applied with a correlation coefficient of -0.8 .

The error bars in Fig. 3, 4 and 5 represent the confidence intervals between the 5th and 95th percentiles of the distribution of the total scores, according to the uncertainties adopted.

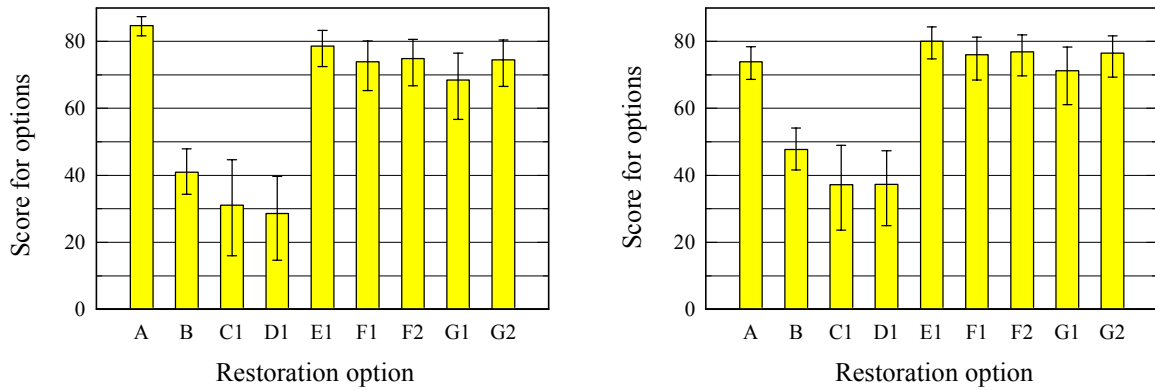


Figure 3 : Total scores for restoration options at the Molve Nete river (100y – 500y collective dose)

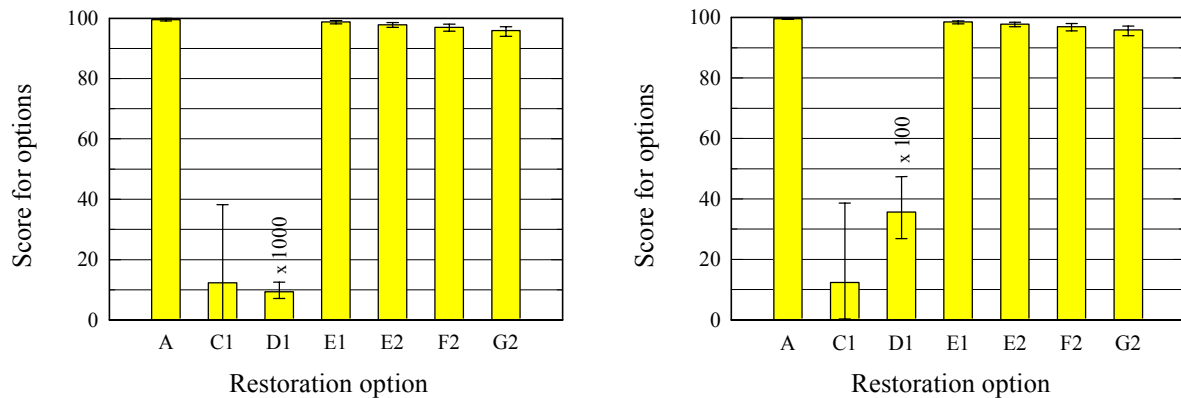
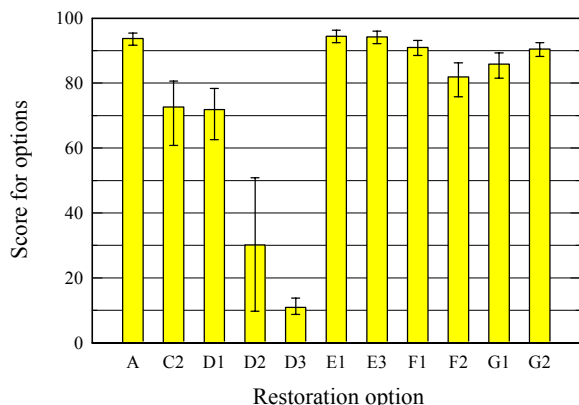


Figure 4 : Total scores for restoration options at the Ranstad tailing site (100y – 500y collective dose)

Figure 5 : Total scores for restoration options at the Drigg disposal site (100y – 500y collective dose)



When considering the best-estimate values in these figures, the no-remediation option seems to be the optimal solution, except for the Molse Nete river, when integrating the collective dose over 500 years and for the Drigg site, where capping seems to be optimal (Table 7). However, when the uncertainty ranges are taken into account, no significant difference is to be observed between the no-remediation, containment and (most of the) immobilisation options. These results reflect the importance of the economic costs accompanying the remediation and, in particular, of the waste disposal costs. These cause the removal and separation options to be never the optimal solution. However, we should bear in mind the premises underlying these results; very conservative dose assessments, generic estimations of the economic costs and a rather arbitrary determination of the weighting factors of the social attributes.

The maximum annual individual dose to the critical group, before remediation, has also been assessed for comparison with the IAEA criteria on clean-up of contaminated land (7). According to these criteria, the need for remediation ranges from "sometimes" (with constraint) or "rarely" (without constraint) for the Ranstad site to "almost always" or "usually needed" respectively for the Drigg site (Table 7).

Table 7 : Summary of results

Site	Compliance with IAEA criteria	Optimised strategy
Molse Nete river	Remediation usually needed (constraint) or sometimes needed (no constraint)	'No remediation' (100 years); Capping soil and sediment (500 years);
Drigg	Remediation almost always needed (constraint) or usually needed (no constraint)	Capping
Ravenglass estuary	Remediation almost always needed (constraint) or usually needed (no constraint)	'No remediation'
Ranstad tailing site	Remediation sometimes needed (constraint) or rarely needed (no constraint)	'No remediation'
Lake Tranebärssjön	Remediation sometimes needed (constraint) or rarely needed (no constraint)	'No remediation'

CONCLUSIONS

A method for the ranking of remediation options for contaminated sites has been elaborated, based on the optimisation (and justification) principle(s) of radiological protection and taking into account radiological health detriment, economic costs and social factors. Its usefulness has been demonstrated through the application to typical representatives of the major categories of contaminated sites.

The aim of the study has not been to produce some "universal" results for typical cases, but to deliver a method for allowing all attributes influencing the ranking of the restoration options, to be included in a clear and systematic manner, taking into account the uncertainty associated with their evaluation. Such a method is of use for all groups of stakeholders involved in the decision-aiding process with respect to the restoration of contaminated sites, introducing attributes and data reflecting their viewpoints.

REFERENCES

1. Th.Zeevaert A.Bousher, V.Brendler, S.Nordlinder and P.Hedemann Jensen, *RESTRAT Manual*. *RESTRAT* :

- Restoration Strategies for radioactively contaminated sites and their close surroundings.* SCK•CEN Report BLG-819. Mol : SCK•CEN (1999).
2. International Commission on Radiological Protection, *1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection.* Oxford : Pergamon Press; ICRP Publication 60; Ann. ICRP 21(1-3) (1991).
 3. International Commission on Radiological Protection, *Optimisation and Decision-Making in Radiological Protection.* Oxford : Pergamon Press; ICRP Publication 55; Ann. ICRP 20 (1) (1989).
 4. P.J.Stokell, J.R.Croft., J.Lochard, and J. Lombard, *Alara. From theory towards practice.* Luxembourg : Commission of the European Communities; EUR 13796EN (1991).
 5. Nordic Radiation Protection Authorities, *The monetary value of collective dose reduction (α -value).* Statement from the meeting at Reykjavik, 14 June, 1991. Strålskyddsnytt 4/91, Swedish Radiation Protection Institute (1991).
 6. International Commission on Radiological Protection, *Protection of the public in situations of prolonged exposure.* Adopted by ICRP Main Commission; to be published (2000).
 7. International Atomic Energy Agency, *Application of radiation protection principles to the clean-up of contaminated areas.* Vienna : IAEA – TECDOC – 987 (1997).
 8. U.Bergström, O.Edlund, S.Evans and B.Röjder, *BIOPATH - A computer code for calculation of turnover of nuclides in the biosphere and resulting doses to man.* Studsvik AB, Sweden (STUDSVIK/NW-82/261) (1982).
 9. R.H.Gardner, B.Röjder and U.Bergström, *PRISM - A systematic method for determining the effect of parameter uncertainty on model predictions.* Studsvik AB, Sweden (STUDSVIK/NW-83/555) (1983).

Nouvelle réglementation générale pour la protection contre les rayonnements
ionisants
(révision de l'A.R. du 28.02.1963)

Nieuw algemeen reglement voor de bescherming tegen ioniserende stralingen
(revisie van het K.B. van 28.02.1963)

Revisie ARBIS – Révision RGPRI

Stuudiemiddag 16 juni 2000

De nakende revisie van het Algemeen Reglement voor Bescherming tegen de gevaren van Ioniserende Stralingen, als gevolg van de omzetting van de Richtlijnen 96/29 Euratom en 97/43 Euratom, zal beduidende wijzigingen inhouden. Misschien betreft het de belangrijkste wijziging van deze regelgeving sinds de eerste publicatie van het Koninklijk Besluit in 1963. Een periode dat de nucleaire sector nog in zijn kinderschoenen stond.

In oktober 1998 organiseerde de Hoge Gezondheidsraad samen met de Belgische Vereniging voor Stralingsbescherming en de overheid een seminarie over de aanpassing van het ARBIS aan de Europese Richtlijnen. De algemene indruk was toen dat er nog veel werk voor de boeg was. Sindsdien is er werk gepresteerd. In november van vorig jaar kreeg de Belgische Vereniging voor Stralingsbescherming een draft-tekst ter inzage voor commentaar. De opmerkingen hierop werden naar de overheid verstuurd.

De Belgische Vereniging voor Stralingsbescherming acht het nuttig een studiemiddag te organiseren opdat de belangrijkste oriëntaties van de komende regelgeving zouden worden toegelicht. Verder zullen de implicaties geïllustreerd worden met acties die ondernomen zijn of die voorzien zijn in een aantal installaties in de nucleaire sector.

Men kan zich de vraag stellen of zulk een vergadering niet vroeg komt is, vermits de wetgeving nog niet verschenen is. Het is echter voor bedrijven of instellingen belangrijk om de wetgeving te kunnen anticiperen, zeker als het omvangrijke wijzigingen betreft, om niet verrast te worden bij de publicatie in het Staatsblad, en reeds nu acties te ondernemen.

Session d'étude du 16 juin 2000

La prochaine révision du Règlement Général pour la Protection contre les dangers des Rayonnements Ionisants, suite à la conversion des Directives 96/29 Euratom et 97/43 Euratom, contiendra des modifications importantes. Peut-être est-ce la plus importante modification du règlement depuis la première publication de l'Arrêté Royal en 1963. Une époque où le secteur nucléaire était que dans un état embryonnaire.

En octobre 1998 le Conseil Supérieur d'Hygiène et l'Association Belge de Radioprotection organisaient avec les Autorités un séminaire sur l'adaptation du RGPRI aux Directives Européennes. L'impression générale était qu'il y avait encore beaucoup de pain sur la planche. Depuis du travail a été fait. En novembre de l'année dernière, l'Association Belge de Radioprotection a reçu un texte draft pour commentaires. Nos remarques furent transmises aux Autorités.

L'Association Belge de Radioprotection estime qu'il est utile d'organiser cette session d'étude, afin que les principales orientations du nouveau réglementation soient présentées. De plus, les conséquences seront illustrées par des actions entreprises ou prévues dans un certain nombre d'installations du secteur nucléaire.

On pourrait se poser la question si une telle réunion ne vient pas trop tôt, puisque la réglementation n'est pas encore pare. Il est cependant important de pouvoir anticiper la nouvelle législation, certainement s'il s'agit de modifications importantes, afin de ne pas se faire surprendre lors de la publication au Moniteur, et de préparer dès à présent les actions nécessaires.

P. Kockerols

NOUVELLE RÉGLEMENTATION : ÉTAT DE LA QUESTION

dr P. Smeesters

SPRI/DBIS

Rue Ravenstein 36, B- 1000 Bruxelles

Texte non disponible

Résumé

Deux projets d'arrêtés royaux sont actuellement soumis à l'avis de la Commission européenne, en application de l'article 33 du Traité EURATOM, et devraient renouveler entièrement le cadre réglementaire belge dans le domaine de la radioprotection.

Un premier projet d'arrêté royal vise à *transposer* en droit belge les deux nouvelles directives européennes relatives à la protection de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des rayonnements ionisants (directive 96/29/EURATOM fixant les normes de base et directive 97/43/Euratom relative aux expositions à des fins médicales) .

Le second projet d'arrêté royal est le *texte de base* qui est modifié par le premier projet. Il reprend de façon coordonnée l'ensemble des dispositions de l'ancien arrêté royal du 28 février 1963 (portant règlement général de la protection de la population et des travailleurs contre le danger des radiations ionisantes), avec ses nombreuses modifications, et y intègre une série de dispositions permettant la mise en conformité totale de la réglementation belge avec l'ensemble des *autres* directives européennes en relation avec les radiations ionisantes. Ce projet a en outre été conçu sous une forme compatible avec la mise en application prochaine de la Loi du 15 avril 1994 relative à la protection de la population et de l'environnement contre les dangers résultant des rayonnements ionisants et relative à l'Agence fédérale de contrôle nucléaire.

L'exposé retracera l'historique de ces documents, en présentera les grandes orientations et décrira les étapes qui restent à franchir.

**IMPACT VAN DE NIEUWE REGLEMENTERING ARBIS,
PARTIM ART. 20, OP DE UITBATING VAN EEN KERNCENTRALE**

V. Lippens

Electrabel, Kerncentrale Doel
Haven 1800, B- 9130 Doel

Tekst niet beschikbaar

Samenvatting

De uitbating van de kerncentrale Doel stemt zich reeds jaren af op de ICRP inzake risico's voor beroepshalve blootgestelde personen (dosislimieten). De getroffen maatregelen en ingezette middelen om de beoogde resultaten te bereiken worden besproken.

AANPASSING VAN DE BELGISCHE REGELGEVING AAN DE EUROPESE RICHTLIJNEN PRAKTISCHE GEVOLGEN VOOR DE GEZONDHEIDSZORG

H. Mol
VUB Brussel

Bussel, 16 juni 2000

Samenvatting

De aanpassing van de Belgische regelgeving aan de Europese Richtlijn 97/43/Euratom (de patiëntenrichtlijn) zal leiden tot een aantal ingrijpende maatregelen voor de praktijk op diensten radiodiagnostiek, radiotherapie en nucleaire geneeskunde. Een ontwerp Koninklijk Besluit neemt de Europese tekst bijna letterlijk over. Dit heeft het voordeel dat er een consistente, leesbare tekst ontstaat, waarin onder andere meer aandacht wordt besteed aan het werkingsgebied van de regelgeving en aan het ALARA principe voor medische blootstellingen. In enkele artikelen van de richtlijn vraagt de EC de lidstaten zelf praktische maatregelen te nemen. In de Belgische ontwerptekst zijn deze erg algemeen gehouden en bevoegdheden zijn niet altijd duidelijk zijn afgebakend, waardoor de tekst voor meerdere interpretaties vatbaar is. De diagnostische referentieniveaus zijn hiervan een voorbeeld.

De belangrijkste veranderingen voor de betrokken diensten zijn te verwachten in de verplichte opleiding stralingsbescherming voor 'helpers' en de verplichting om op alle installaties systemen te plaatsen om de dosis voor de patiënt te meten.

In dit ontwerp Koninklijk Besluit krijgt het Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle een belangrijke rol toebedeeld. Voor een groot aantal maatregelen zal het Agentschap de modaliteiten vastleggen.

Inleiding

Ioniserende straling wordt op een aantal vlakken toegepast in de geneeskunde: in de diagnostiek (röntgendiagnose, nucleaire geneeskunde), de therapie (radiotherapie, brachytherapie, ...), de analyse (RAI laboratoria).

Wil een ziekenhuis of kliniek een van de bovenstaande activiteiten kunnen ontplooien dan zal het een passende nucleaire vergunning moeten bezitten, en moeten voldoen aan alle daarbij horende voorwaarden. Een medische instelling verschilt daarin niet van iedere andere nucleaire dienst. De algemene voorwaarden voor zo'n vergunning betreffen voornamelijk de veiligheid van de gebruikers van de toestellen en het publiek.

Ik concentreer mij in deze bijdrage op de regelgeving in verband met personen die om medische redenen blootgesteld worden aan ioniserende straling. Dat aspect van de stralingsbescherming is enkel voor medische instellingen van toepassing. De Belgische regelgeving daarover moet worden aangepast aan de Europese richtlijn «betreffende de bescherming van personen tegen de gevaren van ioniserende straling in verband met medische blootstelling», de zogenaamde 'Patiëntenrichtlijn'.

De Patiëntenrichtlijn

De spil van de Europese regelgeving in verband met ioniserende straling zijn de basisnormen. Voor de bescherming van personen die om medische redenen worden blootgesteld zijn hiervan enkel de algemene principes als Verantwoording en Optimalisering van toepassing. De meer specifieke beschermingsmaatregelen gelden expliciet niet voor hen. In 1984 nam de commissie daarom een richtlijn aan die stralingsbeschermingsmaatregelen vastlegde voor personen die medische onderzoeken of behandelingen ondergaan (84/466/Euratom) [1]. Deze richtlijn was erg globaal, ze paste op één

bladzijde en bestond uit acht artikelen. Ze gaf in een bijlage enkele meer concrete raadgevingen mee, maar deze waren niet bindend. Het doel dat de commissie met deze richtlijn wilde bereiken was

- te zorgen voor een optimale diagnostische efficiëntie tegen een aanvaardbare dosis voor de patiënt
- het aantal overbodige blootstellingen te verminderen.

Door de richtlijn relatief globaal te houden gaf de commissie de lidstaten de ruimte om een eigen beleid te ontwikkelen. Dit was achteraf gezien misschien wat naïef. Een aantal lidstaten gebruikte de richtlijn als hefboom om stralingsbeschermingsmaatregelen te forceren (Engeland, Spanje, Duitsland, ...). Anderen, waaronder België, gebruikten de ruimte in de richtlijn om er een zeer minimalistische invulling aan te geven. Diederik Teunen van de Europese Commissie verwoordde dit enigszins eufemistisch: «De omzetting van de richtlijn in nationale wetgeving, welke in de volgende decade plaatsvond (vanaf 1984), maakte duidelijk dat niet alle voorwaarden duidelijk geformuleerd waren en dat in sommige gevallen een verbetering van de woordkeuze noodzakelijk was» [2].

In 1997 nam het Europees Parlement een nieuwe patiëntenrichtlijn aan (97/43/Euratom) [3], die deze tekortkomingen moet verhelpen. Deze richtlijn is veel explicieter dan de vorige in de maatregelen die ze aan de lidstaten oplegt. De richtlijn vult nu 5 pagina's, bevat 16 artikelen en steunt op maatregelen met betrekking tot:

- taken, verantwoordelijkheden en opleiding en vorming van het personeel
- de apparatuur
- procedures
- 'speciale praktijken' (onderzoek van kinderen, bevolkingsonderzoeken, technieken met hoge dosissen voor de patiënt)

De richtlijn moest voor 13 mei 2000 in nationale regelgeving van de lidstaten zijn omgezet.

De Belangrijkste veranderingen in de Belgische regelgeving

De patiënten richtlijn is in juni 2000 nog niet omgezet in Belgische regelgeving. Er bestaat wel een ontwerp van het Koninklijk Besluit dat onder grote delen van de huidige artikelen 50 en 51 van hoofdstuk VI «Geneeskundige toepassingen van de ioniserende stralingen», door de bepalingen van de patiëntenrichtlijn vervangt. Men heeft er voor gekozen de tekst van de richtlijn bijna integraal in de Belgische regelgeving over te nemen, hierdoor ontstaat een duidelijke tekst.

In het vervolg van dit artikel bespreek ik de grote delen van de nieuwe tekst, vergelijk deze met de tekst van het Europese document en ga zo nodig in op een aantal praktische aspecten.

Definities en Toepassingsgebied

De nieuwe tekst van het hoofdstuk VI, artikel 50 bevat de definities en de omschrijving van het toepassingsgebied. De definities werden min of meer letterlijk overgenomen uit de Europese tekst. In de wetgeving komen daardoor wel op twee plaatsen definities te staan, dit komt de overzichtelijkheid niet ten goede.

Voor het afbakenen van het toepassingsgebied wordt de Europese tekst gehanteerd. Tot nu toe regelde de Belgische stralingsbeschermingswetgeving het gebruik van bronnen, de nieuwe tekst reglementeert de blootstelling van personen, en is van toepassing op blootstellingen voor de volgende medische doeleinden:

- persoonlijke medische diagnose of behandeling;
- beroepshalve medisch toezicht;
- bevolkingsonderzoeksprogramma's;
- gezonde personen of van patiënten die vrijwillig deelnemen aan medische of biomedische onderzoeksprogramma's, diagnostisch of therapeutisch;
- medisch-juridische procedures.

Ze is eveneens van toepassing op personen die, met kennis van zaken en uit eigen vrije wil (buiten hun beroep), andere personen bijstaan die een medisch onderzoek of een medische behandeling ondergaan. Dit laatste heeft zijn consequenties voor latere artikelen. Dergelijke helpers vallen hierdoor namelijk onder de verantwoordelijkheid van de deskundige in de medische stralingsfysica.

Het toepassingsgebied zoals gedefinieerd door de EC, wordt in de Belgische regelgeving nog uitgebreid met de diergeneeskunde. In de latere tekst wordt er geen onderscheid meer gemaakt tussen

de geneeskunde en de diergeneeskunde, dit kan voor sommige maatregelen vergaande consequenties voor de diergeneeskunde hebben.

Rechtvaardiging

Ook het onderdeel 'rechtvaardiging' is nieuw in het hoofdstuk Geneeskundige Toepassingen van de Belgische regelgeving. Een belangrijke bepaling is dat alle individuele blootstellingen vooraf moeten worden gerechtvaardigd. Een dergelijke tekst stond tot nu toe niet zo uitdrukkelijk in de Belgische wetgeving.

Een belangrijk aspect hierbij is dat ook de verwijzende geneesheer bij de verantwoording betrokken wordt. De uitvoerende geneesheer (de practicus) en de verwijzende geneesheer dienen beiden inspanningen te doen om onnodige blootstellingen te voorkomen.

Het artikel bepaalt ook dat elke blootstelling die niet kan worden gerechtvaardigd, «dient te worden verboden door de persoon of de instelling die verantwoordelijk is voor deze blootstelling en/of gemachtigd is om deze te verbieden». De regelgeving maakt echter niet duidelijk wie gemachtigd is om een medische blootstelling te verbieden.

Optimalisering van de medische blootstelling

Dit thema kwam tot nu toe niet voor in de Belgische regelgeving voor medische toepassingen. De Richtlijn en daarmee het ontwerp K.B. volgt hier het ALARA principe.

- Diagnostiek: de dosis moet zo laag mogelijk gehouden worden als redelijkerwijs mogelijk is om de diagnostische informatie te bekomen.
- Radiotherapie: de blootstellingen van de doelvolumes moeten geval per geval gepland worden, rekening houdend met het feit dat de doses voor de volumes en de weefsels buiten de doelvolumes zo gering als redelijkerwijze mogelijk moeten zijn, rekening houdend met economische en sociale factoren en op voorwaarde dat ze in overeenstemming zijn met de radiotherapeutische doeleinden van de blootstelling.

Nieuw is ook de introductie van het begrip diagnostisch referentieniveau. Dit zijn:

dosisniveaus in de medische radiodiagnostiek en, in het geval van radiofarmaceutica, toedieningshoeveelheden voor karakteristieke onderzoeken voor groepen patiënten van standaard afmetingen of standaardfantomen voor globaal gedefinieerde soorten apparatuur. Deze niveaus worden voor standaardprocedures niet geacht te worden overschreden wanneer ten aanzien van diagnostische en technische prestaties goede en normale praktijken in acht worden genomen.

De Europese tekst stelt dat de lidstaten het gebruik en de vaststelling van de diagnostische referentieniveaus bevorderen. Het Belgische ontwerp K.B. vertaalt dit als «voor radiodiagnostisch onderzoek ... moeten de meest gepaste beschikbare diagnostische referentieniveaus worden gebruikt in het kader van kwaliteitsborging.... in alle gevallen waar dergelijke niveaus bestaan».

Het ontwerp K.B. maakt niet duidelijk waar iemand «in het veld» de referentieniveaus vandaan moet halen, en voor welke onderzoeken er referentieniveaus bestaan. Het zou een gemiste kans zijn als, zoals nu met het ontwerp K.B. mogelijk is, iedereen zijn eigen referentieniveau vaststelt. Dit is ook niet wenselijk want als men boven een referentie niveau zit moet men «desgevallend correctieve acties ondernemen», zegt het ontwerp K.B. nog.

In België zou een duidelijke, eenduidige lijst moeten worden opgesteld van referentieniveaus, zodat iedereen in het veld weet waar hij aan toe is. Het lijkt niet verstandig om daarvoor zonder meer de Europese voorstellen over te nemen, de dosisniveaus zijn immers afhankelijk van de gebruikte diagnostische procedures. De richtlijn laat hierin dan ook ruimte. Het lijkt aangewezen dat het Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle (verder het Agentschap genoemd) de taak krijgt een dergelijke lijst op te stellen, omdat het ontwerp K.B. al bepaalt dat het Agentschap de procedure en intervallen voor metingen vastlegt.

Onder de hoofding 'optimalisering' wordt ook het nieuwe begrip 'dosisbeperking' geïntroduceerd voor personen die meewerken aan biomedische research of die (niet beroepsmatig) patiënten assisteren tijdens een onderzoek of behandeling. Het wordt gedefinieerd als:

Opgelegde beperking ten aanzien van de te verwachten individuele doses die door een bron, handeling of bepaalde taak zouden kunnen worden veroorzaakt; deze wordt gebruikt bij de planning van de optimalisering van de stralingsbescherming.

De teksten in dit verband staan wel verspreid over de artikelen 20 en 51. Dit komt de duidelijkheid niet ten goede. Het ontwerp K.B. schrijft voor dat het Agentschap richtlijnen verstrekt voor het gebruik van dosisbeperkingen.

Tenslotte stelt het ontwerp K.B. dat er geschreven instructies moeten bestaan voor personen die rechtstreeks of onrechtstreeks in contact komen met patiënten die een behandeling of diagnose met radionucliden ondergaan. Het Agentschap moet richtlijnen voor deze instructies verstrekken.

Verantwoordelijkheden

De Europese richtlijn legt op dat het niveau van de verantwoordelijkheden van de verschillende betrokken partijen duidelijk worden gedefinieerd. De partijen zijn:

- De medisch deskundige (de practicus)
- De verwijzende persoon (verwijzende geneesheer)

Het ontwerp K.B. stelt de verantwoordelijkheid van de verwijzende persoon en de medisch deskundige gelijk. Dit is nieuw in de Belgische wetgeving. Tot nu toe werd er in de stralingsbescherming enkel gesproken over de verantwoordelijkheid van de uitvoerende geneesheer.

Het Agentschap zal ook zorgen voor passende aanbevelingen betreffende criteria bij het voorschrijven van medische blootstellingen alsmede de bijbehorende stralingsdoses. Dit kan een hulp zijn voor de verwijzende arts. Hoe deze 'inmenging' van de administratie in de beroepspraktijk van de arts moet verlopen is nog een open vraag.

Het ontwerp K.B. stelt verder dat het Agentschap procedures opstelt die gevolgd moeten worden in het geval van medisch-juridische onderzoeken of behandelingen.

Procedures:

De EC richtlijn schrijft dat voor elk soort standaard radiologische handeling en voor elke apparatuuropstelling schriftelijke protocollen moeten worden opgesteld. Dit lijkt veel werk, maar een aantal instellingen is hier al ver mee gevorderd, ook al kan het aantal standaard procedures in de honderden lopen.

Het Belgische ontwerp K.B. vertaalt de Europese eis in: «Voor elk type handeling of radiologisch onderzoek dat door het Agentschap wordt gedefinieerd, moet een schriftelijk protocol worden opgesteld, onder verantwoordelijkheid van de practicus». De uitvoering is daardoor erg afhankelijk van de lijst die het Agentschap publiceert.

Hetzelfde artikel stelt ook dat het Agentschap modaliteiten opstelt voor het uitvoeren van klinische audits in radiologische installaties.

Kwaliteitsborging:

Het ontwerp K.B. stelt, op vraag van de EC, dat de exploitant van een inrichting 'gepaste' programma's inzake kwaliteitsborging moet uitwerken. Daaronder vallen

- Kwaliteitsbeheersing
- Evaluatie patiëntendosis / toegediende activiteit
- Controle op accidentele blootstelling

Hij moet nagaan of de programma's worden uitgevoerd, en zich laten bijstaan door een deskundige in de medische stralingsfysica.

De bijstand van een deskundige in de stralingsfysica staat nu reeds in de regelgeving. De verplichting tot kwaliteitscontrole wordt nu al opgelegd door het RIZIV. Beide eisen worden echter in de praktijk nauwelijks uitgevoerd. Er wordt ook geen controle op uitgeoefend. De Hoge Gezondheidsraad had daarom in haar rapport over kwaliteitscontrole en stralingsbescherming in de radiologie zeer concrete richtlijnen gevraagd in verband met de inhoud en de uitvoering van kwaliteitscontrole programma's [4]. De regelgever heeft daar geen rekening mee gehouden.

Uitrusting:

België heeft de Europese richtlijnen inzake medisch hulpmiddelen al ingevoerd in haar regelgeving. Dat betekent onder andere dat alle nieuwe medische apparatuur voorzien moet zijn van een EC-markering. Het ontwerp K.B. voert, in navolging van de patiëntenrichtlijn, nog twee belangrijke maatregelen in verband met de gebruikte apparatuur in:

- «Alle toestellen voor fluoroscopie dienen uitgerust te zijn met een toestel voor de controle van het dosistempo»
- «Alle toestellen bestemd voor de radiodiagnostiek ... moeten uitgerust zijn met een systeem, tenminste wanneer dit in de handel voorhanden is, waardoor de gecumuleerde dosis, die door de patiënt in de loop van het radiologisch onderzoek wordt opgelopen, kan worden beoordeeld»

Bij het tweede punt kan men vraagtekens zetten. De EC stelt een dosimetrisch systeem verplicht op alle *nieuwe* apparatuur. België stelt een systeem verplicht op *alle* apparatuur binnen vijf jaar «tenminste als dit voorhanden is». Als een Dosis Oppervlakte Product meter (DOP-meter) voldoende is, is er voor ieder toestel iets voorhanden. Als een DOP-meetsysteem niet voldoende is, wat zijn dan de specificaties waaraan het meetsysteem moet voldoen? De huidige formulering in het ontwerp K.B. is onduidelijk en kan door de gebruikers verschillend geïnterpreteerd worden. Het lijkt aangewezen dat men duidelijk specificeert wie de eisen voor de meetsystemen vastlegt.

Een grotere vraag is echter wat men met de dosimetrie apparatuur gaat doen? De huidige formulering in het ontwerp K.B. is bedoeld om België in orde te stellen met de patiëntenrichtlijn, maar dreigt de radiologische diensten op kosten te gaan jagen, zonder dat deze daar ook maar enig nut van ondervinden. Dat kan toch niet de bedoeling zijn.

Een ander artikel in dit verband stelt dat: «speciaal aangepaste radiologische apparatuur, technieken en randapparatuur moet worden gebruikt voor blootstellingen:

- van kinderen,
- in het kader van bevolkingsonderzoeken,
- waarbij de patiënt hoge dosissen krijgt toegediend.»

De regelgever specificeert niet wat hij met «speciaal aangepast» bedoelt. Dit zal tot grote onduidelijkheid en een minimalistische interpretatie leiden. Men zal, zoals in bijvoorbeeld Duitsland, duidelijk moeten vastleggen en controleren wat de speciale eisen zijn voor dergelijke apparatuur.

Wat bevolkingsonderzoek betreft lopen er op dit moment een aantal kwaliteitscontrole projecten rond borstkankeropsporing in België. De laatste tijd is er vooruitgang in de onderhandelingen voor een algemene regelgeving daarover.

Tenslotte voert het ontwerp K.B. verplichte acceptatietesten in en aanvaardbaarheidscriteria. De criteria voor de beiden worden vastgelegd door het Agentschap, en gecontroleerd door de deskundige in de medisch stralingsfysica.

Opleiding

Europa verlangt een specifieke opleiding voor iedereen die een verantwoordelijkheid draagt bij het werken met ioniserende straling. Zo'n opleiding omvat de gebruikte apparatuur, de klinische technieken en de stralingsbeschermingsregels en -technieken. Daarenboven vraagt men speciale aandacht voor blootstelling van kinderen, bevolkingsonderzoeksprogramma's en hoge dosistechnieken (cardiologie, interventionele radiologie). De afgelopen jaren werden reeds opleidingseisen voor geneesheren en experts in de stralingsfysica in de regelgeving ingeschreven.

De grote vernieuwing voor België is de verplichte opleiding voor Technologen Medische Beeldvorming (TMB) en andere helpers op radiologische afdelingen. Het ontwerp K.B. verplicht alle helpers in de radiologie een opleiding van 50 uur (waaronder 10 uur praktijk) te volgen. De exploitant van een inrichting moet kunnen aantonen dat zijn personeel een dergelijke cursus met goed gevolg heeft afgerond. Dit wordt een hele klus, men schat dat men ± 5000 personen binnen vier jaar een dergelijke opleiding moet geven. België is overigens in Europa het enige land dat problemen heeft met zo'n opleiding. In alle andere Europese landen volgen dergelijke helpers al een voltijdse beroepsopleiding van twee tot vier jaar.

Overzicht van de maatregelen:

De veranderingen in de regelgeving ten gevolge van de invoering van de Europese patiëntenrichtlijn kunnen worden gegroepeerd rond drie thema's:

- de verantwoording van onderzoeken wordt aangescherpt
- de optimalisering van onderzoeken wordt duidelijker omschreven
- de kwaliteit van de apparatuur en het personeel wordt duidelijk gedefinieerd.

Om deze veranderingen in de praktijk om te zetten legt het K.B. maatregelen op voor verschillende groepen en diensten. Wat de invoering van de richtlijn praktisch gaat betekenen staat hieronder samengevat.

De exploitanten van radiologische diensten dienen

- te zorgen dat al het personeel op een dienst de passende opleiding heeft genoten.
- kwaliteitsborging te organiseren en te controleren dat ze wordt uitgevoerd;
- te zorgen voor controles van de diagnostische referentieniveaus volgens de methodes en frequenties opgesteld door het Agentschap;
- te beschikken over de diensten van een deskundige in de medische stralingsfysica;
- schriftelijke procedures op te stellen voor de onderzoeken op de lijst van het Agentschap;
- binnen de overgangstermijnen op alle installaties een dosimetrie systeem te monteren.

De helpers op radiologie afdelingen

- moeten binnen vier jaar een opleiding van 50 uur in de stralingsbescherming volgen en met goed gevolg afsluiten.

Het Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle

- bepaalt procedures en intervallen voor controle van referentieniveaus
- verstrekt richtlijnen in verband met dosisbeperkingen
- verstrekt richtlijnen voor instructies voor omgang met 'radioactieve patiënten'
- stelt instructies op voor medisch-juridische procedures
- verstrekt passende voorschrijfcriteria voor voorschrijvende geneesheren evenals de bijbehorende stralingsdoses
- definieert de typen onderzoeken en handelingen waarvoor schriftelijke protocollen moeten bestaan
- stelt de modaliteiten op voor het uitvoeren van klinische audits
- stelt criteria op voor, en controleert de acceptatietesten en aanvaardbaarheidscriteria.

Conclusies

De ontwerptekst voor het K.B. dat de Europese patiëntenrichtlijn in Belgische wetgeving moet omzetten, houdt zich redelijk strikt aan de Europese tekst. Dat zorgt voor een erg leesbare tekst. Op een aantal punten waar de Europese Commissie concrete maatregelen verwacht van de lidstaten houdt het ontwerp K.B. zich op de vlakte. Het gevolg is dat sommige bevoegdheden niet duidelijk gedefinieerd worden, waardoor de tekst voor verschillende interpretaties vatbaar is.

Een aantal maatregelen in de ontwerptekst hebben tamelijk vergaande consequenties voor de betrokken diensten. De belangrijkste zijn de verplichte opleiding voor helpers en de dosimetriesystemen op de installaties. Dergelijke ingrepen kosten geld. De overheid zal over de financiering hiervan moeten nadenken.

Een belangrijke taak in de nieuwe regelgeving is weggelegd voor het Agentschap. Dit legt in veel gevallen de normen en procedures vast. Dat is een positieve evolutie, het feit dat niet het reglement, maar een instantie voor de praktische zaken de regels vastlegt, maakt dat die regels soepel aan de veranderende realiteit kunnen worden aangepast. Dit kan leiden tot een dynamisch beleid. Het succes van een dergelijke aanpak staat of valt echter met de manier waarop het Agentschap functioneert. Het gevaar bestaat dat dit haar taken niet naar behoren kan of wil uitvoeren. Op dat moment loopt de hele uitvoering van de regelgeving vast en is dit alles een maat voor niets. Een degelijke organisatie van en

voldoende financiële middelen voor het Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle zijn daarom essentieel voor het wetslagen van de nieuwe regelgeving.

Referenties

- ¹ Europese Commissie 1984, 'Richtlijn van de raad van 3 september 1984 tot vaststelling van fundamentele maatregelen met betrekking tot de stralingsbescherming van personen die medisch worden onderzocht of behandeld (84/466/Euratom)', Publicatieblad L-265 van 5/10/1984
- ² Teunen D 1999, 'Mayor changes in the medical exposure directive', Radiation Protection 102 (Implementation of the Medical Exposure Directive: proceedings of the international workshop in Madrid 27/4/1998), p 15 - 18, EC Luxembourg 1999.
- ³ Europese Commissie 1997, 'Richtlijn van de Raad van 30 juni 1997 betreffende de bescherming personen tegen de gevaren van ioniserende straling in verband met medische blootstelling en tot intrekking van Richtlijn 84/466/Euratom', Publicatieblad L-180 van 9/7/1997.
- ⁴ Hoge Gezondheidsraad 1999, 'Kwaliteitscontrole en Stralingsbescherming in de radiologie', Ministerie van Sociale Zaken, Volksgezondheid en Leefmilieu.

Abstract

The adaptation of Belgian regulations to the European Directive 97/43/Euratom (the Medical Exposure Directive) will lead to some severe measures in the daily practice of departments of radiodiagnostics, radiotherapy and nuclear medicine. The draft of the Belgian Royal Decree copies most of the European text. This leads to a consistent, clear text, which pays attention to, among others, the scope of the regulations and the ALARA principles in medical exposures. In some articles of the Directive, the Commission asks the member states to take practical measures. However, the Belgian draft keeps the measures very general and competencies are not always clear defined, which allows the possibility of different interpretations. An example is the introduction of the diagnostic reference levels.

Mayor changes occurring in the departments involved can be expected from the compulsory radiation protection training of assistants and the obligation to have a dosimetry system on all the installations to measure the dose to the patient.

The draft Royal Decree assigns an important role to the Federal Agency of Nuclear Control. The Agency will define the practical modalities for several measures.

Résumé.

La mise en conformité de la réglementation Belge avec la Directive Européenne 97/43/Euratom (la Directive fixant les mesures relative à la protection radiologique des patients) amènera quelques modifications importantes dans la pratique journalière des départements de radiodiagnostic, de radiothérapie et de médecine nucléaire. Le projet de l'Arrêté Royal Belge reprend la majorité du texte Européen. Ceci conduit à un texte consistant et clair, qui entr' autre paie attention à l'objectif de l'Arrêté et du principe ALARA appliqué aux expositions médicales. Dans certains articles de la Directive la Commission demande d'introduire des mesures pratiques. Mais le projet d'Arrêté reste très général et les compétences ne sont pas toujours bien définies, ce qui permet la possibilité d'interprétations diverses. Un exemple est l'introduction de doses de référence. Un changement important peut être attendu provenant de l'obligation d'une formation en radioprotection de tous les intervenants et l'obligation d'avoir un système de mesure de dose au patient sur toute installation.

Le projet d'Arrêté attribue un rôle important à l'Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire. Cette Agence définira les modalités pratiques pour plusieurs mesures à prendre.

CONSEQUENCES DE LA NOUVELLE REGLEMENTATION DANS LES INSTITUTIONS UNIVERSITAIRES ET HOSPITALIERES: PERSONNEL PROFESSIONNELLEMENT EXPOSE ET PERSONNES DU PUBLIC

Jacques Caussin

Université catholique de Louvain (UCL) - Service de Radioprotection
Avenue Emmanuel Mounier, 52 Bte 5299 - 1200 Bruxelles

Bruxelles, 16 mai 2000

Résumé

L'impact de la révision de l'arrêté royal du 28.02.63 dans les institutions universitaires et hospitalières varie suivant le type d'installation. Cet article analyse quelques conséquences de cette nouvelle législation en ce qui concerne la protection du personnel professionnellement exposé et des personnes du public. L'aspect protection des patients n'est pas traité dans ce texte.

L'application des nouvelles limites de dose nécessite une vérification (par calcul ou par mesure) des blindages existants. Certaines procédures ou moyens de protection devront probablement être adaptés. Plusieurs modifications concernent la dosimétrie du personnel: l'agrément des services de dosimétrie, la distribution d'un double dosimètre à certains travailleurs portant un tablier plombé, l'augmentation du nombre de personnes devant porter un dosimètre,... Les nouvelles dispositions relatives à la protection de la femme enceinte exigent de porter une attention toute particulière à la détermination exacte des faibles doses. Il est impératif de pouvoir les différencier correctement du bruit de fond naturel.

Une révision des procédures de stockage, de décroissance et d'élimination des matières radioactives s'impose, en tenant compte des nouveaux critères de libération.

D'autres dispositions de cet AR doivent être examinées avec soin, à titre d'exemple, citons l'information à assurer lors d'activités professionnelles à l'étranger et l'application de la notion de contrainte de dose.

En pratique, le classement des laboratoires universitaires et des hôpitaux dotés d'un service de médecine nucléaire ou d'un service de radiothérapie est peu affecté vu que ceux-ci sont déjà répertoriés en classe 2.

Plusieurs modifications de la législation étaient prévisibles, car elles découlent du rapport 60 de la CIPR et de directives de l'UE. De ce fait, à l'occasion de la réalisation de nouvelles installations ou lors de modifications d'installations existantes, les calculs de blindage ont pu prendre en considération ces nouvelles données. De même, certaines procédures de travail ont déjà pu être modifiées conformément aux nouvelles limites de dose.

I. INTRODUCTION

Les normes de radioprotection, publiées en 1990, dans le rapport n° 60 de la CIPR enclenchaient un processus de modifications des législations européenne et nationales. Les directives de l'Union Européenne découlant de ce rapport ont été adoptées et devaient être transposées dans les législations nationales pour le 13 mai 2000. Au moment de la rédaction de ce texte, la nouvelle loi belge relative à la transposition de ces directives n'a pas encore été publiée au Moniteur Belge. Cet article se base donc sur un avant-projet qui a pu être modifié.

II. MISE EN APPLICATION DES NOUVELLES LIMITES DE DOSE

L'adoption de nouvelles limites de dose s'avère être une modification importante. En effet, le rapport 26 de la CIPR a eu peu d'influence sur l'évaluation des épaisseurs de blindage. Par conséquent, les protections des postes de travail et des locaux ont été établies sur base de limites de dose qui, en pratique, n'ont plus été modifiées depuis 1963.

Une dizaine d'années aura été nécessaire pour que les conclusions du rapport 60 de la CIPR figurent dans les législations nationales. Durant cette période, les utilisateurs prévoyants et ayant l'esprit "radioprotection" ont pu tenir compte des nouvelles limites de dose lors de la conception de nouvelles installations ou de modifications d'installations existantes. Cette façon de procéder a d'ailleurs été fortement conseillée par les autorités aux organismes agréés et donc aux services de contrôle physique.

Il faut souligner que cette mise en conformité a déjà pu être réalisée, grâce au fait que durant cette période, de nombreux appareillages obsolètes ont été remplacés et de nouvelles techniques ont été mises en place. Citons:

- les remplacements d'appareils générateur de rayons X,
- les remplacements des accélérateurs médicaux,
- les remplacements des irradiateurs au Co-60 par des accélérateurs médicaux,
- l'installation de caméras à positrons.

En ce qui concerne les autres installations existantes, il sera nécessaire d'effectuer des études dans le but de vérifier l'opportunité de modifier l'épaisseur des blindages de protection, la disposition des lieux, ou certaines procédures. Le délai de mise en conformité pourrait être mis à profit, pour effectuer une série de mesures en situation d'utilisation réelle, afin de trouver la solution la plus efficace et la moins onéreuse possible.

III. DOSES RECUES PAR LE PERSONNEL PROFESSIONNELLEMENT EXPOSE CATEGORIE A

L'examen des doses annuelles enregistrées par les dosimètres individuels donne une première indication sur la nécessité de revoir certaines procédures ou d'augmenter des blindages de protection. Normalement, les principes de justification et d'optimisation faisaient déjà partie des normes de radioprotection. De ce fait, si ces principes ont été correctement appliqués, dans les institutions universitaires et dans les hôpitaux, le nombre de personnes, dont la dose annuelle est supérieure à 20 mSv, devrait être peu important.

A titre d'exemple, citons le cas des installations de l'UCL où durant les dix dernières années, seulement onze personnes ont reçu une dose annuelle supérieure à 15 mSv. Ces personnes travaillaient dans les installations du cyclotron ou dans des installations annexes, et y réalisaient, entre autres, des travaux de mise au point de préparations de produits radioactifs à usage médical (tableau n° 1).

Dans les laboratoires de la même institution, où les projets de recherche mettent en oeuvre des manipulations chimiques ou biologiques, nous constatons, durant la même période, que seules 10 personnes ont reçu une dose annuelle supérieure à 5 mSv .

Aux Cliniques Universitaires Saint-Luc à Bruxelles, une enquête similaire montre que seulement 21 personnes ont reçu une dose annuelle supérieure à 15 mSv, sur une période de 10 ans.

Il est à noter que dans les institutions hospitalières, certains secteurs, par exemple celui de la radiologie interventionnelle, doivent faire l'objet d'une attention particulière. En effet, les techniques utilisées nécessitent de longs temps de radioscopie, durant lesquels plusieurs personnes (médecins, infirmières,...) se trouvent près du patient et du faisceau de rayons X.

IV. ADAPTATION DES INSTALLATIONS

Les enquêtes basées sur les données provenant de la dosimétrie du personnel, doivent être complétées par des évaluations des doses intégrées sur une certaine durée de temps et par la détermination des débits de doses susceptibles d'être délivrés aux différents postes de travail. En effet, ces enquêtes permettent de déceler rapidement les emplacements d'accès habituel, où il y a un risque important de dépassement de la limite de dose, mais ne permettent pas de conclure que la protection répond dans sa totalité à la législation. De plus, dans ces données, l'aspect débit de dose est occulté .

Ceci est particulièrement vrai lorsque des personnes du public sont concernées. En effet, pour nous aider à déceler les modifications éventuelles à effectuer, nous manquons d'un relevé de doses enregistrées par un dosimètre porté par ces personnes, Cela peut également être le cas pour du personnel professionnellement exposé de catégorie B pour qui l'ancienne législation ne rendait pas obligatoire le port du dosimètre.

Ces déterminations de doses et de débits de dose concernent les protections des locaux ou des appareils conçus ou installés avant 1990 et qui n'ont plus été modifiés depuis cette année, ainsi que les installations ou les appareils qui ont été installés ou modifiés après 1990, et pour lesquels les protections n'ont pas été réalisées dans le respect des nouvelles limites de dose.

La première méthode consiste à recalculer, au cas par cas, les blindages additionnels nécessaires.

Une deuxième méthode plus réaliste et moins coûteuse peut être utilisée. Vu l'existence des installations, il est possible de mesurer, en différents points, les doses d'irradiation réellement délivrées et d'en déduire les modifications à effectuer. En effet, lors du calcul des protections, des hypothèses d'utilisation doivent être faites. Il est possible que ces hypothèses soient trop pessimistes, que l'utilisation de l'installation soit modifiée, ou qu'en réalité l'épaisseur du blindage, pour des raisons de commodité de construction, soit plus importante que prévu.

La réalisation d'une dosimétrie de site, à l'aide, par exemple, de dosimètres thermoluminescents peut mettre en évidence les modifications nécessaires. L'utilisation de telles mesures permettra de limiter les modifications des installations sans altérer la protection des personnes.

Le respect des nouvelles limites de dose sera souvent obtenu par l'augmentation de l'épaisseur des blindages de protection. En pratique on constatera que ces adaptations sont minimales dans le cas de générateurs de rayons X ou de l'utilisation de certains isotopes. Par contre, lorsqu'il s'agit d'accélérateurs ou de radioisotopes d'énergie plus importante, elles ne sont pas négligeables.

La modification des procédures, l'augmentation des distances ou l'automatisation de certaines phases des manipulations sont d'autres moyens utilisables pour assurer le respect des nouvelles limites de dose dans les installations existantes.

La diminution du temps d'utilisation des radiations ionisantes ou de l'intensité du rayonnement émis, de même que la modification de l'utilisation ou de l'affectation des locaux voisins sont également possibles. Néanmoins, une grande prudence s'impose car il sera nécessaire de vérifier minutieusement si ces modifications sont réelles, réalistes et constantes dans le temps.

Dans le cas particuliers des accélérateurs, un choix judicieux de matériaux peu activables, sans impureté dans toute pièce irradiée par le faisceau de radiation, doit permettre une diminution des doses reçues.

V. MODIFICATIONS A REALISER DANS LES INSTITUTIONS UNIVERSITAIRES ET HOSPITALIERES

V.1. Salles contenant des générateurs de rayons X destinés à l'établissement de diagnostics médicaux.

L'accès de ces salles est réservé au patient et au personnel professionnellement exposé. Il n'y aura, en pratique peu ou pas de modifications à réaliser à l'intérieur de ces locaux sauf, s'il existe déjà des emplacements insuffisamment protégés. Ainsi, par exemple, les pupitres de commande des générateurs de rayons X, si le calcul de leur protection a été réalisé en tenant compte des limites de dose du public ne devront probablement pas être modifiés.

Une attention particulière devra cependant être apportée dans les salles de radiologie interventionnelle. En effet, ce type d'interventions qui s'est développé ces dernières années, exigeait déjà, en vertu de l'application de l'ancienne législation, une attention particulière pour limiter l'irradiation du personnel.

En ce qui concerne les parois des salles, généralement contiguës à des zones où les personnes non professionnellement exposées ont accès, les modifications à apporter dépendront de la relation entre les paramètres utilisés pour le calcul, les conditions réelles d'utilisation et la réalisation des salles. En effet, il n'est pas rare, que l'on ait calculé une certaine épaisseur de blindage, par exemple 1,5 ou 1,8 mm de plomb mais qu'une épaisseur de plomb plus importante, par exemple 2 mm, a été placée car seule cette épaisseur de cloison était disponible.

Cela peut également dépendre de la technique de construction elle-même. Par exemple, le calcul des blindages tient rarement compte de l'atténuation du rayonnement induite par la paroi de support (panneau de plâtre ou des blocs en béton cellulaire) sur laquelle les panneaux de plomb sont souvent fixés. Comme il s'agit dans ce cas d'une protection contre des rayonnements diffusés d'énergie peu élevée, l'atténuation supplémentaire, apportée par cette paroi de support est parfois suffisante, malgré sa faible densité, pour assurer le respect des nouvelles limites de doses.

V.2. Chambres d'hospitalisation de patients porteurs de sources radioactives

Il s'agit des chambres des patients auxquels ont été administrées des sources d'iode-131, dans le cadre d'un traitement de thérapie métabolique ou porteur de sources d'iridium-192 ou de césium-137.

Dans l'ancienne législation, les protections de ces chambres devaient limiter l'irradiation d'un patient non porteur de sources radioactives, occupant la chambre voisine à une dose de 5 mSv pour la durée maximum de son séjour dans cette chambre. L'adaptation à la contrainte de dose de 0,5 mSv pour cette même période requise par la nouvelle législation, nécessitera d'ajouter aux parois un blindage qui atténue le rayonnement d'un facteur 10. Cela représente, pour l'iode-131, une épaisseur supplémentaire de 15 cm de béton ou 2,4 cm de plomb. L'ajout de telles épaisseurs de blindages dans les murs et plafonds d'installations existantes peut poser des problèmes. Dans de telles situations, il faudra parfois, en se basant sur des mesures ou des calculs, essayer de préciser les endroits où la contrainte de dose est réellement dépassée dans le but limiter au maximum le poids des murs et cloisons. Une coopération avec les services techniques est dans ce cas indispensable.

Evidemment, il n'y aura aucune modification à réaliser lorsque les patients sont porteurs de sources émettrices de rayonnements bêta ou de grains d'iode-125

V.3. Laboratoires de recherche universitaires ou d'analyses médicales in vitro

Les laboratoires de recherche universitaires où sont effectuées des manipulations chimiques et biologiques, de même que les laboratoires médicaux in vitro n'utilisent que rarement des isotopes présentant un risque d'irradiation significatif suite au type de rayonnement émis et à la quantité utilisée. De plus, lorsque c'est le cas, les postes de travail eux-mêmes ont dû être protégés.

Il est donc possible que dans quelques cas rares, la protection de l'un ou l'autre poste de travail doit être renforcée, par exemple, lorsque des isotopes émetteurs gamma d'énergie importante sont utilisés.

Dans le cas particulier de la protection contre le rayonnement émis par les sources de rayonnement bêta (par exemple P-32), il semble peu probable que des renforcements de blindage soient nécessaires, étant donné les caractéristiques d'absorption de ces rayonnements.

V.4. Accélérateurs de particules, irradiateurs

Chaque cas est particulier, mesures et calculs supplémentaires aideront à prendre la bonne décision.

Durant ces dix dernières années, dans de nombreuses institutions hospitalières, ce type de machines a été progressivement remplacé. A cette occasion, la mise en conformité aux nouvelles limites de doses a pu être réalisée. Ces mises en conformité demandent des travaux importants vu que le passage de 5 mSv à 1 mSv aux zones où le public a accès nécessite, dans le cas d'un accélérateur de 18 MeV, un ajout de 30 cm de béton densité 2,2 ou de 4 cm de plomb. Cette valeur sous-entend que toutes les autres conditions sont identiques. Or, souvent dans le cas de nouvelles installations la machine émet des photons d'une énergie plus importante que les anciennes et les tirs s'effectuent davantage vers les murs et plafonds. Les épaisseurs deviennent particulièrement importantes dans le cas du remplacement d'un irradiateur au cobalt-60 par un accélérateur de 6 MeV ou plus.

Sauf cas exceptionnel, les irradiateurs autobloqués destinés, entre autres, à l'irradiation de matériel biologique ne devraient pas nécessiter de modifications de leur protection. En effet, bien que le débit de dose garanti par les constructeurs soit souvent dérivé des limites professionnelles de l'ancienne législation, c'est-à-dire 0,025 mSv/h, l'irradiation mesurée au contact de ces irradiateurs est généralement inférieure à cette valeur. Il faut remarquer que l'activité totale de la source radioactive (ou des sources radioactives) est souvent inférieure à l'activité maximum pour laquelle ces dispositifs ont été conçus. De plus, le personnel professionnellement exposé qui, souvent, en vertu de l'acte d'autorisation est le seul à avoir accès à ce local, y est présent peu de temps. La protection par rapport aux locaux voisins est également assurée (limite de doses personnes non professionnellement exposées), car, pour faciliter la maintenance, ces irradiateurs sont rarement placés contre une paroi. Cette distance parois-irradiateur diminue évidemment la dose délivrée aux locaux voisins.

VI. CLASSEMENT DES ETABLISSEMENTS

En pratique, le classement des institutions hospitalières et universitaires est peu affecté par la nouvelle législation. Les critères de classement sont basés davantage sur le type de travail qui y est effectué. Ainsi les services de radiothérapie et les services de médecine nucléaire lorsqu'il s'agit d'examens *in vivo* seront toujours des installations de classe II. Le critère pris en considération pour leur classification n'est plus l'activité totale des sources utilisées mais l'introduction dans l'organisme ou une de ses cavités, chez des personnes ou des animaux, de substances radioactives sous forme de source scellée ou non scellée, à des fins de traitement, de diagnostic ou de recherche médicale ou vétérinaire. Dans l'ancienne législation, ces services émergeaient déjà de la classe II sur base des activités et des isotopes utilisés. Quelques exceptions pouvaient cependant exister, comme l'utilisation de faible quantité de Tc-99m.

Les services de radiologie et les laboratoires de biologie médicale resteront classés en classe III.

Les salles de radiologie interventionnelle, dans lesquelles s'effectuent des traitements de brachythérapie, en cardiologie, à l'aide de sources scellées pouvaient, suivant les critères de l'ancienne législation, être classées en classe III (appareils générateurs de rayons X de tension

de crête nominale inférieure à 200 kV et le centième de l'activité des sources scellées inférieures à la valeur X_2). Désormais, l'introduction de sources radioactives chez ces patients détermine le classement de l'établissement en classe II

De même dans les institutions universitaires, les modifications devraient être peu nombreuses. En pratique, pour les isotopes couramment utilisés (H-3, C-14, S-35, Ca-45, Cr-51, I-125, I-131,...) l'activité qui provoque le changement de classe, est du même ordre de grandeur que l'ancienne.

Des changements de classe restent cependant possibles lorsque le classement de l'installation dépend de l'utilisation d'un seul isotope (par exemple P-32, P-33,...). Les activités de recherche qui impliquent l'administration de sources radioactives à des personnes ou des animaux peuvent également provoquer un changement de classe. En effet, dans ce cas, ces installations (comme les services de médecine nucléaires ou de radiothérapie) sont de classe II, même si l'activité de ces sources est peu importante (exemple H-3, C-14)

VII. DOSIMETRIE DU PERSONNEL

VII.1 Nombre de dosimètres

La diminution des limites de doses devrait entraîner une augmentation du nombre de dosimètres. Cependant, celle-ci dépendra de la politique de distribution adoptée par le passé. En effet, dans l'ancienne législation, le port du dosimètre était obligatoire pour le personnel professionnellement exposé de catégorie A. Par contre, dans la nouvelle législation, le port du dosimètre devient obligatoire pour tous les travailleurs professionnellement exposés, qu'ils soient de catégorie A ou B. Si la politique de distribution des dosimètres limitait le port de dosimètres aux personnes de catégories A, la distribution de dosimètres à des personnes de catégorie B peut entraîner une augmentation significative du nombre de dosimètres.

Ainsi, par exemple dans les laboratoires de recherche de l'UCL, l'augmentation du nombre de dosimètres sera peu importante, ceux-ci ayant été largement distribués.

Dans le secteur hospitalier, une augmentation possible des dosimètres peut se produire dans des secteurs où il y a utilisation d'appareils mobiles générateurs de rayons X lorsque ces appareils sont manipulés par du personnel du service de radiologie et que quelques clichés (par exemple clichés de thorax) sont effectués chaque jour. C'est généralement le cas du personnel du service d'urgence ou du service de soins intensifs. Souvent, les doses annuelles des personnes travaillant dans ces services mais qui ne manipule pas les appareils de rayons X restent inférieures à 5 mSv. S'il s'avère que la dose annuelle de ce personnel est susceptible de dépasser 1 mSv, il faudra évidemment l'équiper d'un dosimètre.

VII.2. Port du dosimètre à lecture directe

L'examen des données statistiques ne semble pas démontrer que le nombre de dosimètres de ce type sera significativement augmenté. Généralement, un dosimètre à lecture directe devrait déjà être disponible aux postes de travail concernés. En effet, ce type de dosimètre peut être un des outils utilisés pour réaliser une politique d'optimisation de la radioprotection.

Les postes de travail où l'utilisation de dosimètres à lecture directe est nécessaire, soit pour respecter les dispositions légales, soit pour optimiser la radioprotection, se situent principalement dans les services de médecine nucléaire, radiothérapie, radiologie interventionnelle, les installations mettant en oeuvre des cyclotrons. Le dosimètre utilisé doit fournir une information correcte de la dose reçue pour l'énergie du rayonnement utilisé et le débit de dose délivré.

VII.3. Frais de la dosimétrie

Les frais de la dosimétrie doivent être supportés par l'entreprise d'accueil. Cette nouvelle disposition concernera particulièrement les médecins assistants candidats spécialistes vu les possibilités de contestation du coût de la dosimétrie concernant ces personnes. Doit-il être supporté par l'hôpital d'accueil ou par l'institution qui délivre l'enseignement ? En effet, l'institution d'accueil participe à la formation de ces médecins en assurant la supervision des stages légaux que ces médecins effectuent dans leurs services, mais elle bénéficie de l'aide non négligeable dans l'accomplissement des actes médicaux réalisés.

Cette disposition peut également concerner le personnel des entreprises extérieures amené à effectuer des prestations à l'intérieur de zones contrôlées. Dans ce cas, il ne devrait pas y avoir de modification, car lorsque le coût du dosimètre était pris en charge par l'entreprise extérieure, celle-ci le répercutait inévitablement dans sa facture. Dans les institutions hospitalières, les travailleurs d'entreprises extérieures qui pénètrent, le plus souvent dans des zones contrôlées sont les techniciens qui installent des machines émettant des radiations ionisantes, comme, par exemple, les appareils générateurs de rayons X. Généralement, l'employeur de ces personnes les a équipés d'un dosimètre personnel. La mise en oeuvre de la nouvelle législation est l'occasion de revoir les procédures afin de vérifier s'il en est bien ainsi.

Une attention particulière doit être apportée aux corps de métiers dont le travail n'est pas lié à l'utilisation d'appareil ou de substances pouvant émettre des radiations ionisantes (plombiers, peintres, électriciens,...). Il est précisé que l'exploitant de l'installation où sont mis en oeuvre ou détenus des appareils ou substances émettant des radiations ionisantes, doit veiller à ce que ces personnes disposent de dosimètres lorsque cela est nécessaire. Dans ces cas, une des solutions est, dans la mesure du possible, de déclasser momentanément la zone contrôlée, c'est-à-dire qu'il n'y ait plus de produit radioactif dans cette zone et que les appareils émettant les radiations ionisantes n'aient plus la possibilité de fonctionner.

Les personnes amenées à assister à certaines activités, travaux de recherches, d'apprentissage d'une technique, ou à des examens médicaux (par exemple les médecins généralistes ou spécialistes, assistant à l'établissement du diagnostic ou à la réalisation du traitement d'un de leurs patients lorsque les radiations ionisantes sont utilisées) sont également concernées. Des dosimètres devraient être disponibles pour ces personnes.

Cette nouvelle disposition a pour avantage principal d'obliger l'entreprise d'accueil de délivrer rapidement un dosimètre sans le lier à un accord de facturation. Je suppose cependant que, s'il s'agit de prestations pour tiers facturables, la facture sera établie en tenant compte de tous les frais, y compris la dosimétrie de toute personne professionnellement exposée quelque soit son employeur.

VII.4. Agrément du service de dosimétrie

Il est difficile de prévoir toutes les conséquences pratiques de cette disposition vu la méconnaissance actuelle de la procédure qui permettra cet agrément.

VII.5. Limite de détection du dosimètre

Plusieurs modifications de la législation exigent de poursuivre les efforts pour déterminer avec une précision acceptable les faibles doses enregistrées par un dosimètre porté, généralement, pendant une période courte d'un mois au maximum.

L'irradiation naturelle étant du même ordre de grandeur que la limite de dose des personnes du public, des procédures plus précises devront être établies pour discerner la partie de la dose relative aux activités professionnelles de celle due à l'irradiation naturelle. A cela, s'ajoutera la difficulté de mesurer en routine des doses de faibles valeurs à l'aide des dosimètres personnels disponibles .

La rentrée tardive d'un dosimètre pour lecture exigera une attention particulière. En effet, dans le cas extrême d'un dosimètre rentré pour lecture avec un an de retard, il enregistrerait de fait une dose de l'ordre de 1 mSv, si aucune procédure particulière n'a été mise en oeuvre, pour soustraire de la valeur de la dose lue par le dosimètre, la partie qui est due à l'irradiation naturelle. Avec l'ancienne limite de dose de 5 mSv, si l'on ne tenait pas compte de ce retard pour déterminer la dose reçue, la seule conséquence était une légère surestimation de la dose. Par contre, dans le cadre de la nouvelle législation, les conséquences juridiques pourraient être plus importantes, par exemple, dans le cas d'une femme enceinte portant un dosimètre, affectée à un poste de travail ne présentant pas de risque de contamination ni d'irradiation supérieure 1 mSv pendant la durée de sa grossesse et qui ne rentrerait pas son dosimètre pour lecture aux dates prévues. Evidemment dans ce cas particulier, qui peut être en fait l'adaptation d'un poste de travail au sein du même service, la solution pourrait consister à considérer que comme la dose susceptible d'être reçue ne peut pas dépasser 1 mSv, la personne n'est plus considérée comme personnel professionnellement exposé et qu'il n'y a plus obligation de porter un dosimètre. Dans un tel cas, cette façon de penser est souvent difficile à accepter par la personne concernée, car c'est précisément au moment où elle éprouve le besoin de connaître les valeurs des doses reçues que les moyens de mesure lui sont ôtés.

VII.6. Double dosimètre lié au tablier plombé

Le dosimètre porté, de manière requise sous le tablier plombé, sous-estime de fait la dose efficace. Or, certaines procédures radiologiques, par exemple celles de type interventionnel, sont caractérisées par de longs temps de radioscopie avec présence des médecins et d'infirmières près du patient. En conséquence, une irradiation non négligeable est délivrée au personnel. C'est pour évaluer d'une façon plus correcte la dose efficace, particulièrement dans ces cas, que la nouvelle législation prévoit la détermination de la dose efficace à l'aide de deux dosimètres: l'un est porté sous le tablier pour évaluer la dose des parties du corps se trouvant protégées par le tablier, l'autre au-dessus du tablier pour déterminer la contribution à la dose efficace des parties de l'individu non protégées. A ma connaissance, la méthode d'évaluation de la dose efficace n'est pas mentionnée dans la législation. Il existe cependant une méthode qui consiste à considérer que la dose au-dessus du tablier participe pour un dixième de sa valeur à la dose efficace. Le tableau 4 donne un exemple de doses efficaces évaluées de cette

façon. On remarque que la contribution à la dose efficace, des doses enregistrées par le dosimètre au-dessus du tablier provoque parfois le dépassement des limites de dose.

L'expérience, basée sur une distribution en routine de ce double dosimètre dans quelques services où les examens exigeaient des temps de radioscopie relativement longs, a montré que l'exactitude de cette mesure exige de la part des utilisateurs énormément de discipline. Toute inversion des dosimètres doit être évitée, car à ce moment chacun des deux dosimètres enregistrera une partie des doses au-dessus et une partie des doses en-dessous du tablier. Cela rend impossible une évaluation correcte de la dose efficace. On peut remarquer dans le tableau 4 l'un ou l'autre cas où est probablement mis en évidence un port incorrect des dosimètres.

En pratique, pour se faciliter la tâche, beaucoup d'utilisateurs, lorsque le tablier leur est attribué nominativement, fixent sur le tablier plombé au moins un des deux dosimètres pendant la période où il doit être porté. Dans ce cas il faudra veiller à ce que le tablier ne reste pas dans la salle de radiologie à un endroit où des doses significatives peuvent être délivrées. En cas de doute il serait judicieux de placer quelques dosimètres sur le mur pour connaître la dose à cet endroit.

Il faut également veiller à ce qu'aucune autre personne n'utilise le tablier (et donc le ou les dosimètres fixés dessus), en l'absence de son titulaire.

Pour éviter toute confusion, il faut différencier les deux dosimètres, soit à l'aide d'étiquette de couleur différente, soit à l'aide de boîtier différent.

VIII. PROTECTION DE LA MATERNITE

L'ancienne législation ne permettait pas aux femmes enceintes de faire partie du personnel professionnellement exposé c'est-à-dire d'être susceptibles de recevoir une dose supérieure à celle du public. La nouvelle législation n'interdit pas l'exposition d'une femme enceinte, dans le cadre de son emploi, à condition que la protection de l'enfant à naître ne soit pas inférieure à celle du public et qu'en conséquence la dose qu'il pourrait recevoir soit la plus faible possible et de toute façon inférieure à 1 mSv durant toute la durée de la grossesse. La protection de la femme enceinte, telle qu'elle est exprimée dans la nouvelle législation met en évidence que l'individu à protéger est l'enfant à naître. C'est pour cette raison qu'à partir de la déclaration de sa grossesse, une femme enceinte ou en période d'allaitement devra être écartée de tout poste de travail comportant un risque professionnel de contamination interne

A mon avis la nouvelle législation est beaucoup plus proche de la réalité car ces dispositions sont beaucoup plus précises, notamment à cause du fait que l'élément pris en considération est la dose réellement reçue par l'enfant à naître et non plus une catégorie de personnel à laquelle la mère ne peut pas appartenir. De ce fait, malgré les apparences cette formulation est en réalité plus sévère que celle exprimée dans la précédente loi.

Ces nouvelles dispositions modifieront peu les procédures d'écartement ou d'adaptation des postes de travail. Dans les laboratoires universitaires, la dose annuelle reçue par le personnel est souvent inférieure à 1 mSv. Les femmes enceintes devront comme actuellement être écartées car il existe souvent un risque professionnel de contamination interne.

Dans les institutions hospitalières, il peut exister certains postes de travail où l'utilisation de radiations ionisantes ne délivre pas au personnel de dose annuelle supérieure à 1 mSv. On pourrait citer comme exemple des postes de travail liés à l'utilisation d'appareil de mammographie ou certains pupitres de commande particulièrement bien protégés. Néanmoins, une grande prudence s'impose avant d'y maintenir au travail des femmes enceintes car il faut s'assurer de l'absence d'autres risques, par exemple d'irradiation ou de contamination dû à un patient porteur de radioisotopes ou plus simplement de risques infectieux.

Dans les quelques cas où une femme enceinte serait maintenue au travail dans ces conditions, il semble judicieux de l'équiper d'un dosimètre électronique afin qu'elle puisse suivre l'évolution de la dose éventuelle reçue, pour la maintenir aussi basse que possible et de toute façon inférieure à 1 mSv. L'utilisation d'un tel dosimètre requiert la fourniture à la personne d'une information afin qu'elle puisse discerner la partie de la dose due aux radiations naturelles afin de lui éviter tout stress inutile. Il est aussi nécessaire de lui fournir un niveau de préalerte nettement inférieur à la limite de 1 mSv à partir duquel elle devra avertir le contrôle physique. Les personnes les plus concernées par cette possibilité sont les médecins assistants candidats spécialistes qui souhaitent souvent l'adaptation de poste de travail afin de ne pas perdre une année de formation.

IX. MISSIONS A L'ETRANGER

Une nouvelle disposition du règlement présentera certaines difficultés d'application particulièrement dans les institutions universitaires. En effet, lorsqu'un travailleur est chargé d'une mission à l'étranger, au cours de laquelle une exposition professionnelle ne peut être exclue, l'employeur doit informer l'exploitant de l'entreprise d'accueil des limites de doses belges, au préalable et par écrit.

Une des difficultés réside dans le fait qu'il n'est pas toujours possible de déterminer, avant le départ de la personne, s'il y aura utilisation de radiations ionisantes. Cette utilisation est parfois déterminée par l'évolution d'une recherche. Les services de contrôle physique ont rarement connaissance de ces projets de départs, et ne sont généralement informés de cette situation qu'à l'occasion d'une demande, en provenance de leurs collègues de l'entreprise d'accueil, destinée à prendre connaissance des résultats dosimétriques. Il est évident que le document donnant réponse à cette demande de renseignements peut à ce moment mentionner les éléments de la loi belge dont ils doivent tenir compte. Evidemment la notion d'information préalable n'est pas respectée.

Dans le cas cité au paragraphe précédent, le service de contrôle physique dispose des coordonnées d'une personne qui pourra donner une suite utile aux informations fournies. Dans les autres cas le service de contrôle physique ne connaît pas ces personnes. Il peut évidemment conseiller à son employeur d'envoyer systématiquement l'information à la direction de l'établissement pour toute personne en mission à l'étranger, mais dans ce cas aucune certitude n'existera que l'information a été prise en compte.

La solution pourrait être de mettre en place une procédure avec le service d'assurance de l'institution. Cependant, des difficultés persistent: méconnaissance des personnes de référence à l'étranger, diversité des statuts: employé, étudiant, boursier, contrat à durée déterminée.

L'application de cette nouvelle réglementation et son contrôle devraient se réaliser avec souplesse, en tenant compte des difficultés mentionnées. Il faut cependant noter que dans les états de l'Union Européenne, l'application des directives aura comme conséquence qu'en pratique les différences entre les législations seront minimales.

X. DECHETS RADIOACTIFS

Plusieurs articles modifieront les procédures d'élimination de déchets radioactifs produits dans les institutions universitaires et hospitalières. Cependant, dans certains établissements plusieurs des nouvelles dispositions étaient, soit en cours d'élaboration, soit déjà d'application.

L'abandon de limites spécifiques aux évacuations vers les égouts, ainsi que la mise en application des nouvelles limites de doses abaissent la valeur de la concentration en radionuclides des liquides qui peuvent être évacués vers les égouts. L'importance de la modification des procédures dépendra de la façon dont l'optimisation de la radioprotection a été réalisée. En effet, les temps de demi-vie radioactives et les activités de la plupart des radioisotopes mis en oeuvre dans les institutions hospitalières et universitaires facilitent l'optimisation la radioprotection. La collecte et le stockage des liquides contenant des radioisotopes rendent possible une décroissance de la radioactivité qui permet d'éliminer des liquides d'une concentration en radionuclides nettement inférieure aux normes de rejet de l'ancienne législation.

En ce qui concerne les déchets solides, la définition de niveaux de libération pour chaque radioisotope est une approche beaucoup plus réaliste. Certes, on peut discuter du bien fondé ou non d'adopter dans ce cas une norme différente de zéro qui était de fait la valeur mentionnée dans l'ancienne législation. Scientifiquement, il est de loin préférable de déterminer une valeur de libération. En effet, cela implique que la sensibilité du détecteur utilisé pour contrôler cette libération est capable de mesurer cette faible valeur. Cela est d'autant plus vrai que les procédures et les techniques de mesures destinées à vérifier le respect des conditions de libération devront être conformes aux directives élaborées par l'Agence ou approuvées par celle-ci. De plus, toute libération devra être autorisée par le Contrôle physique. L'organisme agréé devra confirmer cette autorisation sauf s'il a déjà approuvé antérieurement une telle libération pour les mêmes matériaux et les mêmes procédures.

Le respect des niveaux de libération ne suffira pas toujours à permettre la libération de déchets radioactifs. Ainsi, il est interdit de mélanger les déchets radioactifs solides à des déchets non radioactifs pour permettre leur déclassement.

Les radioisotopes dont la période radioactive est inférieure à 6 mois devront subir un stockage minimum de 10 périodes, même si les niveaux de libération sont atteints. Cette disposition intéresse particulièrement les institutions universitaires et hospitalières qui utilisent de nombreux radioisotopes de ce type. De fait, cette façon de procéder était parfois déjà mise en application, soit parce que l'acte d'autorisation l'exigeait, soit parce que c'était la méthode la plus sûre et la plus pratique à adopter.

Dans le même souci de respect de l'environnement, il est exigé de procéder à une récolte sélective des déchets de courte période. Cette exigence évite une dilution de fait de déchets de période longue dans une masse de déchets de période courte, afin d'accélérer la libération de certaines catégories de déchets. Souvent, cette collecte sélective a déjà été mise en place,

car elle permet de gagner de l'espace de stockage tout en assurant une meilleure décroissance de la radioactivité pour tous les déchets, y compris ceux qui contiennent des radioisotopes à durée de vie plus importante. Parfois, cela permet de stocker ces déchets au-delà des temps minimum requis. Comme exemple pratique, nous pouvons citer le cas du Tc-99m (temps de demi-vie 6 heures) et de l'I-131 (temps de demi-vie: 8 jours) par rapport à l'I-125 (temps de demi-vie: 60 jours).

Dans les institutions hospitalières, la gestion des déchets devra faire partie du processus d'optimisation lors du choix des équipements médicaux. Cette disposition amplifiera la tendance actuelle, lorsque cela est possible et économiquement intéressant, de remplacer, dans le domaine des analyses médicales in vitro, les méthodes mettant en oeuvre des matières radioactives par des techniques n'utilisant aucun radioisotope. L'utilisation, par exemple de C-14, contenu dans des fioles de verre, pose de réels problèmes d'élimination.

L'exigence d'inventaire et de traçabilité des produits dans les dépôts est dans certaines institutions progressivement introduite dans les procédures, pour répondre non seulement aux règles de radioprotection mais aussi pour respecter, lorsque ces déchets peuvent être libérés, les législations concernant les déchets non radioactifs.

Le déclassement d'accélérateur de particules exigera des autorisations spécifiques de l'autorité compétente. Cette nouvelle disposition concernera dans les institutions hospitalières particulièrement le remplacement des accélérateurs médicaux. Les possibilités d'activation de certaines pièces ont par le passé, parfois, été sous-estimée. L'expérience que nous avons concernant un accélérateur de 18 MeV a montré que les pièces soumises à des flux intenses de rayonnement ont été effectivement activées. La période de ces radioisotopes est parfois relativement importante. Dans ce cas, il s'agissait de pièces appartenant à la machine proprement dite, leur quantité était cependant limitée (on pouvait facilement les disposer sur une palette). La radioactivité induite était facilement mesurable avec des détecteurs portatifs mais elle n'entraînait pas d'irradiation importante du personnel effectuant les opérations de démontage. Aucune radioactivité n'a à cette occasion été décelée sur les murs et autres équipements externes à la machine (par exemple table de traitement).

L'utilisation de cyclotron, que ce soit des machines spécifiquement conçues pour les applications médicales, dans les institutions hospitalières ou pour la recherche dans les institutions universitaires, seront également concernées par ces dispositions lors de procédures de déclassement (remplacement de machine ou des pièces défectueuses).

En vertu de la nouvelle législation, les déchets radioactifs non récoltés, en provenance de patients auxquels ont été administrées des matières radioactives, ne sont plus soumis aux dispositions concernant les récoltes, traitement et évacuation des déchets radioactifs, lorsqu'ils ont quittés l'établissement autorisé où ce traitement ou diagnostic a eu lieu. Cette partie de la législation permet de clarifier toute la problématique de rejets de ces patients. Dans certains cas, il est pratiquement impossible pour des raisons psychologiques ou économiques d'hospitaliser un patient auquel a été administré des substances radioactives, durant un temps suffisamment long, pour que les quantités rejetées soient inférieures aux seuils de libération. Le fait que l'Agence nucléaire puisse fixer des conditions d'hospitalisation, de sortie et de traitement ambulatoire garantit la protection de l'ensemble de la population. On pourrait même dire que l'ensemble de la sécurité est améliorée car le législateur n'évade plus le problème en

laissant aux différents intervenants sur le terrain le soin de créer leurs propres hypothèses de rejet, pour décider d'une hospitalisation éventuelle d'un tel patient.

XI. CONCLUSION

Les personnes qui utilisent, détiennent ou fabriquent des appareils ou des substances émettant des radiations ionisantes ainsi que les personnes qui effectuent les contrôles de radioprotection devront réexaminer les procédures, les moyens de protection afin d'assurer la conformité de celles-ci aux nouvelles dispositions réglementaires. Ce travail est important.

Dans les pages précédentes, je me suis attaché à évaluer cet impact dans le cadre particulier d'installations universitaires et hospitalières. Je ne prétends évidemment pas avoir évoqué toutes les modifications existantes, mais plutôt celles qui en première lecture d'un avant-projet de loi ont retenu mon attention, soit parce qu'un travail d'adaptation était à réaliser, soit qu'au contraire l'optimisation de la radioprotection qui avait été effectuée entraînait déjà un respect de la nouvelle réglementation. Il est évident que les commentaires consécutifs à cette lecture représentent l'interprétation d'une personne qui doit veiller à la mise en oeuvre de cette législation au sein de son entreprise et non celle du législateur.

Tableau 1 Exemple de répartition des doses annuelles du personnel au sein d'une institution universitaire, comprenant des accélérateurs (cyclotrons) et des laboratoires de recherche (UCL)

Année	Répartition des doses UCL (Nombre de personnes)					
	H = 0 mSv	0 mSv < H < 0,5 mSv	0,5 mSv < H = 5 mSv	5 mSv < H= 15 mSv	15 mSv < H= 50 mSv	H > 50 mSv
1990	559	192	70	15	4	0
1991	677	260	70	8	2	0
1992	701	234	62	12	1	0
1993	758	173	62	6	0	0
1994	636	285	68	9	0	0
1995	696	229	52	5	1	0
1996	631	146	51	6	0	0
1997	666	179	54	4	1	0
1998	783	127	48	6	1	0
1999	658	164	74	6	1	0

Tableau 2 Exemple de répartition des doses annuelles du personnel au sein d'une institution hospitalière (Cliniques Universitaires Saint-Luc à 1200 Bruxelles)

Année	Répartition des doses aux cliniques St Luc à 1200 Bruxelles (Nombre de personnes)					
	H = 0 mSv	0 mSv < H < 0,5 mSv	0,5 mSv < H= 5 mSv	5 mSv < H= 15 mSv	15 mSv < H= 50 mSv	H > 50 mSv
1990	224	230	211	87	6	0
1991	225	230	238	21	4	0
1992	306	233	236	18	1	0
1993	313	189	206	9	1	0
1994	292	257	176	9	3	0
1995	351	228	201	5	0	0
1996	349	197	128	2	3	0
1997	310	220	153	3	2	0
1998	328	204	155	4	1	0
1999	216	248	106	6	0	0

Tableau 3 Influence des nouvelles limites de dose sur les blindages de protection
TVT : épaisseur de matériau atténuant le rayonnement d'un facteur 10

Nouvelles limites de dose - Influence sur les blindages de protection				
Catégorie	Ancienne limite (mSv)	Nouvelle limite (mSv)	Facteur d'atténuation supplémentaire	Nombre de TVT à ajouter
professionnellement exposé A	50	20	2,5	0,4
professionnellement exposé B	15	6	2,5	0,4
personnes du public	5	1	5	0,7

Tableau 4 Exemple de détermination de doses efficaces pour des personnes portant un tablier plombé. Cette dose efficace est déduite des valeurs des lectures de deux dosimètres, l'un au-dessus, l'autre en-dessous du tablier plombé. Le dixième de la valeur du dosimètre porté au-dessus du tablier est ajouté à la valeur enregistrée par le dosimètre porté en-dessous du tablier plombé pour obtenir la dose efficace.

Personne	H 1999 sous le tablier (mSv)	H 1999 au-dessus du tablier (mSv)	E 1999 Dose efficace (mSv)	H 1998 sous le tablier (mSv)	H 1998 au-dessus du tablier (mSv)	E 1998 Dose Efficace (mSv)
1	1,37	14,14	2,78	0,71	77,6	8,47
2	13,23	136,51	26,88	25,82	13,76	27,20
3	0,39	11,47	1,54	0,58	4,55	1,04
4	0,61	7,09	1,32	0,29	9,99	1,29
5	0,4	12,3	1,63	0,23	4,95	0,73
6	0,3	3,95	0,70	0,37	116,93	12,06
7	2,07	107,1	12,78	0,35	47,26	5,08

Références

- Arrêté royal portant règlement général de la protection de la population et des travailleurs contre le danger des radiations ionisantes (1963).
- Directive 96/29/Euratom du Conseil du 13 mai 1996 fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des rayonnements ionisants.
- Avant projet de transposition des directives 96/29 Euratom et 97/43 Euratom (1999)
- ICRP Publications 15 and 21 - Pergamon Press -1976
- ICRP Publications 33 - Pergamon Press -1982
- ICRP Publications 60 - Pergamon Press -1990
- D. Delacroix, J.P. Guerre, P. Leblanc - Radionucléides et radioprotection - Centre d'études de Saclay - 1993
- Radiation protection design guidelines for 0,1 - 100 MeV particle accelerator facilities NCRP report 51- 1979
- Wambersie, A., Delhove, J. - Radioprotection en radiologie, une pratique controversée: comment porter les dosimètres individuels. - JBR-BTR, 76, 1996

Samenvatting

De gevolgen van de nieuwe reglementering voor universitaire instellingen en ziekenhuizen: Beroepshalve blootgestelde personen en personen uit de bevolking

De gevolgen van het KB van 28 02 63 in de hoger genoemde instellingen variëren volgens het type instelling. De hierna volgende analyse is beperkt tot de bescherming van beroepshalve blootgestelde personen en personen uit de bevolking. De bescherming van de patiënten wordt niet beschouwd.

Het toepassen van de nieuwe dosislimieten vereist een verificatie (herberekening of meting) van de bestaande afschermingen. Bepaalde procedures en beschermingsmiddelen moeten waarschijnlijk aangepast worden. Een aantal wijzigingen betreffen de dosimetrie van het personeel: de goedkeuring van de dosimetrie-diensten, het dragen van een dubbele dosimeter voor werkers die een loodschoot dragen, de toename van het aantal personen die een dosimeter moeten dragen, ... De nieuwe bepalingen voor zwangere vrouwen vereisen een nauwkeurige meting van lage dosissen om ze van de natuurlijke achtergrond te kunnen onderscheiden.

Procedures voor opslag, radioactief verval en het vrijgeven van radioactieve stoffen moeten aangepast worden rekening houdend met de nieuwe vrijgavecriteria.

Andere bepalingen van het KB moeten zorgvuldig bestudeerd worden, zoals bijvoorbeeld, het uitwisselen van informatie voor het personeel dat deels in het buitenland werkt en de toepassing van dosisbeperkingen.

Praktisch gezien zijn er weinig wijzigingen in de classificatie van de instellingen te verwachten gezien de universitaire laboratoria en de diensten van nucleaire geneeskunde en radiotherapie al opgenomen zijn onder de klasse 2 instellingen.

Gezien de nieuwe reglementering afgeleid is van ICRP 60 en van de EU richtlijnen was het mogelijk een aantal wijzigingen te anticiperen, zodat de afscherming van nieuwe en vernieuwde apparatuur reeds aan de strengere normen voldoet. Zo werden er ook reeds enkele werkprocedures gewijzigd rekening houdend met de nieuwe dosislimieten.

Abstract

Consequences of the new regulation on hospitals and university establishments: Occupationally exposed persons and members of the public

The impact of the royal decree of 28.02.63 varies according to the type of establishment. This paper analyses some consequences of the new law for occupationally exposed persons and members of the public. Patients are not taken into consideration.

Implementation of the new dose limits requires that the shielding of existing installations be checked (by calculation or measurement). Some procedures and protection means will have to be adapted. A number of changes concern personnel dosimetry: recognition of the dosimetry services, distribution of two dosimeters to the workers wearing lead aprons, increased number of workers who will have to wear dosimeters, ... New rules applying to pregnant women require accurate measurements of low doses which have to be properly distinguished from the natural background.

The procedures on storage, decay and release of radioactive materials have to be reviewed considering the clearance criteria.

Some thoughts must be given to items such as the exchange of information on personnel working partly abroad and the application of dose constraints.

In practice, there will be few changes to the classification of university laboratories, nuclear medicine services in hospitals and radiotherapy services, they being already class 2 establishments.

A number of modifications to the legislation were foreseeable, as they are a consequence of the provisions contained in ICRP 60 and in the EU directives. For the new and recently modified installations shielding calculations already included the new requirements. Likewise, certain work procedures have already been adapted to comply with the new dose limits.

**Aanpak van het nucleair biomedisch ziekenhuisafval
in België en Nederland**

REORGANISATIE VAN OPSLAG, VERWERKING EN AFVOER VAN RADIOACTIEF AFVAL BIJ DE ERASMUS UNIVERSITEIT ROTTERDAM EN HET ACADEMISCH ZIEKENHUIS ROTTERDAM

August F. Lokerse, Pierre J.H. Kicken
Stralingsbeschermingsdienst

Academisch Ziekenhuis Rotterdam/ Erasmus Universiteit Rotterdam

Antwerpen, 13 oktober 2000

Samenvatting

Bij AZR en EUR worden jaarlijks circa fl100.000,- besteed aan de afvoer van radioactieve afvalstoffen. Voor tijdelijke opslag is meer dan 250 m² aan vloeroppervlak nodig. Het afvalbeheer kost circa 20 manuren per week. In samenhang met een verandering van de interne organisatie en anticiperend op nieuwe wet- en regelgeving is in het voorjaar van 2000 gestart met een project om het afvalbeleid te gaan moderniseren. In dit artikel wordt inzicht gegeven in de diverse afvalstromen bij AZR en EUR en in de mogelijke contouren van dat nieuwe beleid. Volgens de huidige inzichten zouden de kosten bij implementatie van de huidige plannen met ongeveer een factor vier kunnen afnemen.

1. Inleiding

Het Academisch Ziekenhuis Rotterdam (AZR) en de Erasmus Universiteit Rotterdam (EUR) zijn twee aparte rechtspersonen. Het AZR bestaat uit drie ziekenhuizen op twee locaties AZR-Dijkzigt en AZR-Sophia liggen ten noorden en AZR-Daniel ligt ten zuiden van de rivier de Maas. Nagenoeg alle gebouwen van de EUR bevinden zich op de locatie Woudenstein. Uitzondering hierop is de faculteit der Geneeskunde en Gezondheidswetenschappen (FGG). De faculteit FGG bevindt zich op dezelfde locatie als AZR-Dijkzigt en AZR-Sophia. In het vervolg van dit artikel zal voor AZR-Dijkzigt, AZR-Sophia en de EUR/FGG gezamenlijk de term "locatie Hoboken" worden gebruikt. Op de locatie Hoboken worden door meer dan 1200 beroepshalve blootgestelde werknemers de vele bronnen van ioniserende straling toegepast: 2 medische deeltjesversnellers, 1 deeltjesversneller voor dierexperimenten, 70 röntgentoestellen, meer dan 100 ingekapselde radioactieve bronnen (van enkele kBq tot enkele TBq), en vele open radioactieve stoffen. In het bijzonder bij de toepassingen van open radioactieve stoffen in de meer dan 50 radionuclidenlaboratoria ontstaan radioactieve afvalstoffen.

Tot 1996 had ieder afdeling van het AZR en elk instituut van de EUR/FGG waar radiologische toepassingen plaatsvonden één of meer kernenergiewetvergunning. Elke vergunning kende zijn eigen lozingscriteria. De Stralingsbeschermingsdienst (SBD) had hoofdzakelijk een faciliterende en adviserende taak. Haar belangrijkste werkzaamheden waren de inname, centrale verwerking en afvoer van het radioactief afval, de coördinatie van de persoonsdosimetrie, adviesverlening aan de

vergunninghouders en voorlichting. Door deze taakstelling was de SBD slechts globaal op de hoogte van de radiologische toepassingen bij AZR en EUR/FGG. Bij het verlenen in 1996 van de eerste complexvergunningen aan AZR (Dijkzigt & Sophia) en EUR/FGG werden respectievelijk 29 afdelingsvergunningen en 25 instituutvergunningen ingetrokken.

Mede in samenhang met de veranderingen in de wet- en regelgeving en de verwerving van de kernenergiewetcomplexvergunningen is de SBD in de jaren negentig omgevormd tot een regulerende en controlerende dienst. De SBD toetst binnen de kaders van de complexvergunning de (nieuwe) stralingstoepassingen en geeft indien van toepassing hiervoor een interne vergunning af (bij AZR en EUR wordt dit een *schriftelijke interne toestemming* genoemd). Hierdoor heeft de SBD anno 2001 reeds in een vroeg stadium inzicht in de (voorgenomen) stralingstoepassingen en in de gevolgen hiervan voor het radioactief afval. De wijziging van het interne beleid en de veranderingen in het Besluit Stralenbescherming t.a.v. het radioactief afval zijn aanleiding geweest tot het starten van een project, gericht op de reorganisatie van de opslag, de verwerking en de afvoer van radioactief afval bij het AZR en de EUR op de locatie Hoboken. Voor een goede begripsvorming zijn in een appendix enkele termen kort toegelicht.

2. Radiologische toepassingen op de locatie Hoboken

Vrijwel het gehele radioactief afval op de locatie Hoboken is het gevolg van toepassingen van open radioactieve stoffen (de bijdrage van ingekapselde radioactieve bronnen is verwaarloosbaar klein). In samenhang met de gebruiksdoeleinden en de omvang van het gebruik van open stoffen kunnen de toepassingen in een aantal hoofdgroepen worden onderscheiden.

2.1 Radionuclidentherapie

Bij de afdeling Nucleaire Geneeskunde worden radiofarmaca in de orde van grootte van enkele mega- tot gigabequerellen bereid en toegediend aan patiënten. Het betreft veelal kortlevende radionucliden met een halveringstijd van enkele uren tot enkele dagen. De belangrijkste afvalstroom is de excretie door klinisch behandelde patiënten (in 1999 werden op de locatie Hoboken 490 patiënten therapeutisch behandeld). De excretieproducten van die patiënten worden via het toilet opgevangen in het tankpark van de afdeling Nucleaire Geneeskunde. Dit tankpark bestaat uit vier tanks van elk 7000 liter. Na voldoende fysisch verval van de radioactieve afvalstoffen worden deze tanks geloosd op het openbare riool. Het douche- en spoelwater wordt rechtstreeks op het openbaar riool geloosd. Besmette kleding en linnengoed worden op de afdeling Nucleaire Geneeskunde opgeslagen totdat de radioactieve besmetting door fysisch verval voldoende is afgenomen en deze goederen niet langer als radioactief besmet behoeven te worden beschouwd.

Bij besmetting met langlevende radionucliden worden de goederen opgeslagen in de afvalopslagruimten van de SBD in de EUR/FGG. Indien nodig worden de goederen na verloop van tijd afgevoerd naar de COVRA.

Poliklinische patiënten verlaten binnen enkele uren na de toediening van de radiofarmaca het ziekenhuis. De lozingen van deze patiënten op het riool na vertrek uit het ziekenhuis draagt niet bij aan de lozing op het riool door het ziekenhuis.

2.2. *In-vivo diagnostiek*

Bij de afdeling Nucleaire Geneeskunde worden ook radiofarmaca toegediend aan patiënten voor diagnostische doeleinden. De radioactiviteit van deze farmaca is beduidend lager dan die voor de therapeutische doeleinden; de toegediende hoeveelheden liggen in de orde van grootte van kBq tot MBq. Ook deze radiofarmaca hebben veelal een korte halveringstijd (enkele uren). Omdat het geringe hoeveelheden betreft die veelal poliklinisch worden toegediend, wordt de excretie niet “begeleid” door specifieke stralingsbeschermingsmaatregelen.

2.3 *In-vitro diagnostiek*

Diverse ondersteunende laboratoriumtesten voor o.a. weefseltransplantie-onderzoek en genetisch onderzoek worden uitgevoerd met radioactieve stoffen. De radioactiviteit ligt in de regel binnen de range 1 kBq tot 1 MBq. Het betreft zowel kortlevende radionucliden, bijvoorbeeld ^{32}P , als ook langlevende radionucliden zoals ^3H .

2.4 *Laboratoriumonderzoek*

Bij de EUR/FGG wordt veel wetenschappelijk onderzoek uitgevoerd waarbij radioactieve stoffen worden toegepast. De hoeveelheden variëren van enkele kBq tot enkele MBq; in een enkel geval worden hoeveelheden tot meerder GBq gebruikt. Afhankelijk van de doeleinden en soms ook van de beschikbaarheid worden vele verschillende radionucliden toegepast waarvan de halveringstijd ligt tussen uren tot honderden jaren. Het radioactief afval wordt gescheiden afgevoerd naar de SBD die zorgt voor opslag en de verdere afhandeling van dit afval.

Meer dan 250 toepassingen van open radioactieve stoffen op laboratoriumschaal, dit is het overgrote deel van de toepassingen, zijn vastgelegd in protocollen. Deze protocollen, waarvan in figuur 1 een voorbeeld is gegeven, beschrijven in detail of soms meer algemeen de handelingen die bij de toepassingen worden verricht. De protocollen geven kwantitatief inzicht in de belastingswaarde voor de ruimte(n) waarin de radiologische handelingen plaatsvinden en in de afvalproductie per toepassing. Aan de hand van de protocollen kan een mogelijke overschrijdingen van de belastingswaarde voor de ruimten vooraf worden onderkend. Indien van toepassing kunnen maatregelen worden genomen of aanvullende bepalingen in de schriftelijke interne toestemmingen worden opgenomen. M.b.v. de protocollen kan eveneens worden vastgesteld of de voorgenomen handelingen kunnen worden toegestaan. Dit is te beoordelen m.b.v. de ratio $X_j/X_{j,\text{max}}$ (voor een nadere uitleg wordt verwezen naar de richtlijn Radionuclidenlaboratoria (ministeries VROM, SZW, VWS; 1994).

Afdeling	xxxxxxx
ruimte:	Ee 1306, Ee 1335
radionuclide:	3H
DCCinh	4,00E-11
chemische verbinding	cytosine-arabinose
toepassing:	bestudering Ara-C mechanisme
protocolnr:	2
frequentie v toepassing	1 x per maand = per jaar 12

handeling	lokatie	Aj	Xj	p	q	r	Xj,max	Xj/Xj,max	fT	tj	T	Bw	Bw
		MBq	Reinh				Reinh					Ee 1306	Ee 1335
opslag voorraad	Ee 1306, bergplaats	9,25	0,0004	0	2	1	20	0					
bewerkingen													
pipetteren	Ee 1306, zuurkast	9,25	0,0004	-1	2	1	2	0,0002	1	0,2	0,2	0,00	
incuberen, pipetteren	Ee 1306, werktafel	0,2	0	-1	2	0	0,2	0	1	1,2	1,2	0,00	
centrifugeren	Ee 1306, werktafel	0,2	0	-3	2	0	0,002	0,004	1	0,2	0,2	0,00	
solubilisieren celpellets	Ee 1306, werktafel	0,02	0	-1	2	0	0,2	0	1	8,2	8,2	0,00	
pipetteren	Ee 1306, werktafel	0,02	0	-1	2	0	0,2	0	1	0,5	0,5	0,00	
tellen	Ee 1335, topcount	0,02	0	-1	1	0	0,02	0	1	4	4		0,00
afval													
vast	Ee 1306, vat op lab	0,02	0	-1	2	0	0,2	0	1	40	40	0,00	
vloeibaar	Ee 1306, vat op lab	0,98	0	-1	2	0	0,2	0,0002	1	40	40	0,00	
Bw maximaal (= som van de kolomgegevens)												0,00	0,00

N.B.:

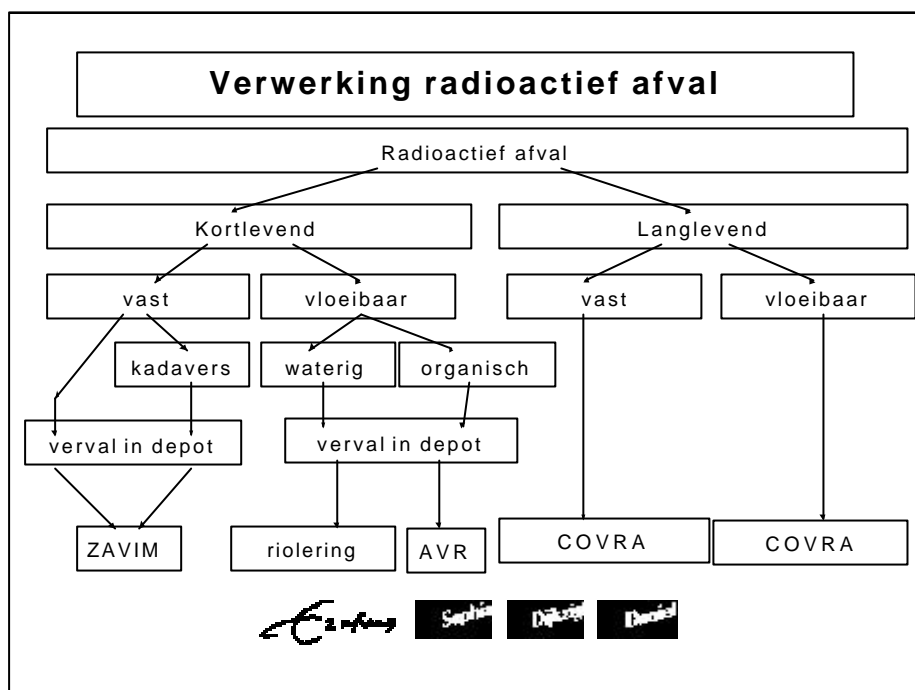
- de ratio Xj/Xj,max mag niet groter zijn dan 1.
- de Bw mag niet groter zijn dan 1

Figuur 1 Voorbeeld van een protocolbeschrijving waarmee bij AZR en EUR diverse radiologische gegevens worden gekwantificeerd. Een dergelijke beschrijving wordt opgesteld door of onder verantwoordelijkheid van de lokaal stralingsdeskundige.

3. Afvalstromen

De SBD heeft passend bij de overheidsvoorschriften en de regels van de afvalverwerkers intern beleid geformuleerd. Dit beleid geeft aan hoe en in welke verpakkingsvormen de gebruikers hun radioactief afval dienen aan te bieden aan de SBD. Verder is de opslag, verwerking en afvoer beschreven. De scheiding in de diverse afvalstromen wordt zo veel als mogelijk aan de bron gerealiseerd. In figuur 2 zijn de afstromen in een stroomschema samengevat.

Naast scheiding in kortlevend ($T_{1/2} < 100$ dagen) en langlevend ($T_{1/2} > 100$ dagen) radioactief afval vindt tevens scheiding plaats in vast, vloeibaar waterig, vloeibaar organisch, specifiek ziekenhuis afval en kadavers. Deze groepen worden hierna kort toegelicht.



Figuur 2 Stroomschema van het radioactief afval bij de EUR/FGG

3.1 *Langlevend radioactief afval*

Het langlevend radioactief afval wordt binnen twee jaar na de opslag afgevoerd naar COVRA. Dit afval wordt aangeleverd in de door de COVRA voorgeschreven verpakkingsvorm en eenheid. De volume-hoeveelheden aan radioactief afval die in de periode 1995 t/m 1999 jaren aan COVRA is overgedragen zijn in tabel 1 gegeven. In tabel 2 is de hoeveelheid radioactief afval vermeld dat, uitgedrukt in de eenheid radiotoxiciteitsequivalent voor ingestie (Re_{ing}), door de gebruikers van radioactieve stoffen in die periode aan de SBD werd overgedragen.

Het langlevend radioactief afval bestaat voor 99% uit ^3H en ^{14}C . Incidenteel worden kleine hoeveelheden ^{22}Na en ^{36}Cl aangeboden. Uit metingen en berekeningen van het langlevend vloeibaar radioactief afval blijkt dat de maximale activiteitsconcentratie voor ^3H maximaal 30 kBq/g en voor ^{14}C maximaal 20 kBq/g bedraagt. De gemiddelde concentratie is voor ^3H ongeveer 1 kBq/g en voor ^{14}C ongeveer 100 Bq/g. Onder het regime van het Besluit Stralenbescherming Kernenergiewet is de vrijstellingsnorm anno 2000 gelijk aan 10 Bq/liter. Als criterium voor lozing op het riool wordt de "oude vergunningsnorm" van 50 Bq/g gehanteerd.

De activiteitsconcentraties voor langlevend vast radioactief afval zijn groter dan 100 Bq/gram.

De kosten voor opslag, verwerking en afvoer van het langlevend radioactief afval naar de COVRA bedragen voor het AZR en de EUR gezamenlijk jaarlijks ongeveer fl. 100.000,--.

Tabel 1 Volume-hoeveelheden radioactief afval dat werd overgedragen aan COVRA in de periode 1995-1999

Type afval	Hoeveelheden per jaar
Vast afval	50 vaten van 100 liter
Vloeibaar waterig afval	100 vaten van 30 liter
Vloeibaar organisch afval	10 vaten van 30 liter
Kadavers	incidenteel
Specifiek ziekenhuisafval	geen

Tabel 2 Langlevend radioactief afval bij AZR(Dijkzigt,Sophia) en EUR (Re_{ing.})

Type radioactief afval	1995	1996	1997	1998	1999
vast afval (100 l vat)	0.016	0.216	0.690	0.033	0.076
vloeibaar waterig afval (30 l vat)	0.002	0.165	0.650	0.156	0.496
vloeibaar organisch afval (30 l vat)	0.000	0.024	0.011	0.000	0.001
telmatjes/telpotjes (100 l vat)	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
Totaal	0.018	0.405	1.351	0.189	0.573

3.2 Kortlevend radioactief afval

Het kortlevend radioactief afval wordt door de SBD in ontvangst genomen en in de opslagruimten bewaard totdat de radioactiviteit door fysisch verval is afgenomen tot onder het vrijgaveniveau (= 50 Bq/g volgens de "oude afdelingsvergunningen"). Kortlevend vloeibaar afval wordt aangeleverd in door de SBD voorgeschreven vaatjes. Het vaste kortlevend radioactief afval wordt aangeleverd in de ZAVIM vaten (blauwe tonnen met geel deksel).

Tabel 3. Aantal vaten met kortlevend radioactief afval bij AZR(Dijkzigt, Sophia) en EUR

Type afval	1995	1996	1997	1998	1999
Vast afval (vat 50 l)	561	589	656	676	848
Waterig vloeibaar afval (vat 10 l)	441	604	555	424	452
Organisch vloeibaar afval (vat 10 l)	0	3	1	3	3
Kadavers (vat 50 l)	59	113	85	79	54

Het kortlevend radioactief afval kan diverse radionucliden bevatten. Veel voorkomende radionucliden zijn: ³²P, ³⁵S, ⁶⁷Ga, ¹¹¹In, ¹²⁵I en ¹⁷⁷Lu. De radioactiviteit per eenheid varieert van circa een MBq tot enkele GBq. Het radioactieve afval wordt gemiddeld 9 maanden bewaard in de opslagruimten van de SBD. Na voldoende fysisch verval wordt het kortlevend vloeibaar afval, via het door de SBD beheerde centrale tanksysteem van de radionuclidenlaboratoria, geloosd op de openbare riolering. Vloeibaar afval dat besmet is met biologisch of met genetisch gemodificeerd materiaal wordt aangeboden aan de SBD nadat decontaminatie heeft plaatsgevonden. Vloeibaar organisch afval wordt na verval tot beneden het vrijgaveniveau afgevoerd als chemisch afval naar de Afval Verwerking Rijnmond (AVR).

Na verval tot onder het vrijgaveniveau wordt het kortlevend vast afval afgevoerd naar ZAVIM. Hier wordt het afval verbrand bij hoge temperaturen. Omdat het afval in hermetisch afgesloten vaten wordt aangeleverd, opgeslagen en na verloop van tijd afgevoerd is er geen aanvullend beleid noodzakelijk voor biologisch of genetisch gemodificeerd materiaal. Kadavers worden op dezelfde wijze afgevoerd en verwerkt.

3.3 *Specifiek ziekenhuisafval*

Deze speciale categorie afval wordt volgens specifieke protocollen behandeld, verwerkt en afgevoerd. In dit afval behoren geen radioactieve stoffen voor te komen. Vanwege incidentele afwijkingen van deze regel loopt er sinds enkele jaren een apart monitoringsproject. Naar verwachting zullen de resultaten hiervan in 2001 leiden tot wijziging van procedures.

3.4 *Ingekapselde radioactieve bronnen*

Aanvullend aan de afvalstroom afkomstig van toepassingen van open radioactieve stoffen is er incidenteel aanbod van gesloten radioactieve bronnen en van geactiveerde onderdelen van deeltjesversnellers. Dit radioactief afval wordt apart opgeslagen en later met het open radioactief afval overgedragen aan COVRA.

3.5 *Theoretisch maximale lozing locatie Hoboken*

M.b.v. de "Richtlijn Radionuclidenlaboratoria" is de theoretisch maximale lozing (MLW) berekend voor de locatie Hoboken. In het rekenmodel zijn de inkoopgegevens verwerkt (gekalibreerde activiteitsdata) met directe lozing naar het riool, d.w.z. zonder tussenopslag op de afdeling en zonder gebruik te maken van het centrale tanksysteem. Dit leidt voor de kortlevende radionucliden uiteraard tot een aanzienlijk overschatting van de geloosde hoeveelheden. De resultaten van deze modelberekeningen zijn gegeven in de tabellen 4 en 5. In de appendix is een korte toelicht op de rekenmethode gegeven.

Tabel 4. Gewogen MLW langlevende radionucliden bij AZR en EUR

Nuclide	1995	1996	1997	1998	1999
³ H	0.280	0.056	0.370	0.185	0.270
¹⁴ C	143.000	2.408	8.340	5.820	14.730
²² Na	0.000	0.000	0.021	0.000	0.000
³⁶ Cl	0.000	0.000	0.770	0.000	0.000
⁴⁵ Ca	0.110	0.000	0.033	0.066	0.033
⁵⁷ Co	0.004	2.020	0.016	0.079	0.001
⁶⁵ Zn	0.000	0.000	0.000	0.072	0.072
⁷⁵ Se	0.064	0.078	0.305	0.014	0.000
^{110m} Ag	0.000	0.000	0.000	0.020	0.000
Totaal	140	4.6	9.9	6.3	15

De cijfermatige informatie is standaard gepresenteerd met drie cijfers achter de decimale punt zonder hiermee een hoge nauwkeurigheid te willen suggereren.

Tabel 5. Gewogen MLW kortlevend radionucliden bij AZR en EUR

Nuclide	1995	1996	1997	1998	1999
³² P	6.084	3.160	8.955	4.024	4.515
³³ P	0.044	0.009	0.024	0.067	0.044
³⁵ S	3.490	0.493	2.322	1.741	0.692
⁴⁶ Sc	0.550	0.000	0.550	0.190	0.056
⁵¹ Cr	0.808	0.307	0.646	0.306	0.284
⁵⁹ Fe	0.415	0.148	0.515	0.344	0.000
⁶⁷ Ga	0.002	0.002	0.003	0.001	0.010
⁸¹ Rb	0.003	0.004	0.004	0.003	0.004
⁸² Br	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
⁸⁶ Rb	1.134	0.000	0.104	0.207	0.104
⁸⁶ Y	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
⁸⁹ Sr [#]	2.465	1.245	3.559	806.000	3.539
⁹⁰ Y	0.003	0.013	0.079	0.594	0.700
⁹⁵ Nb	0.220	0.000	0.440	0.011	0.000
^{99m} Tc	0.000	0.000	0.000	0.154	0.180
⁹⁹ Mo	0.122	3.480	3.480	3.420	3.480
¹⁰³ Ru	0.040	0.000	0.080	0.014	0.027
¹¹¹ In	0.186	0.406	0.377	0.046	0.345
¹¹³ Sn	0.367	0.000	0.367	0.014	0.014
¹²³ I	0.020	0.016	0.014	0.000	0.002
¹²⁵ I	172.515	48.645	69.360	83.190	100.110
¹³¹ I ^{\$}	1210.000	1078.000	946.000	990.000	1122.000
¹⁴¹ Ce	0.039	0.000	0.044	0.013	0.026
¹⁶¹ Tb	0.000	0.001	0.001	0.000	0.000
¹⁷⁷ Lu	-	-	-	-	0.441
²⁰¹ Tl	0.006	0.001	0.000	0.012	0.000

De cijfermatige informatie is standaard gepresenteerd met drie cijfers achter de decimale punt zonder hiermee een hoge nauwkeurigheid te willen suggereren.

[#] In 1998 was de inkoop van ⁸⁹Sr sterk verhoogd als gevolg van een wetenschappelijke studie. Deze studie is inmiddels beëindigd en zal naar verwachting geen vervolg krijgen.

^{\$} De inkoop van ¹³¹I komt voor 99% voor rekening van de afdeling Nucleaire Geneeskunde ten behoeve van therapeutische toepassingen. Lozing van het door deze toepassingen geproduceerd vloeibaar afval naar het openbaar riool gaat via het tankpark van Nucleaire Geneeskunde.

3.6 Faciliteiten

Voor de interne opslag, de verwerking en de afvoer van het radioactief afval op de locatie Hoboken zijn een aantal voorzieningen noodzakelijk. Onderstaand zijn deze voorzieningen kort beschreven.

Personeel: Eén medewerker met deskundigheidsniveau 4, voor 20 uur per week.

- Ruimte:* Opslagruimten voor de vaten en tonnen die worden opgeslagen voor fysisch verval dan wel voor tijdelijke opslag voorafgaand aan de overdracht aan COVRA. Hiervoor zijn diverse ruimten, waaronder een vriescel, in gebruik met een totaal vloeroppervlak van 250 m². Behalve voor de opslag is er ook ruimte nodig voor de bewerking van het afval, zoals het ledigen van telpotjes in afvalvaten, het controleren van vaatjes met kortlevend afval, het wassen en smeren van COVRA vaten; ook voor de verval tanks van de B- en C-laboratoria zijn ruimten nodig. In totaal is hier voor 140 m² beschikbaar.
- Tankpark:* Het tankpark bestaat uit 8 B-tanks van elk 4000 liter. De waterafvoerpunten van de B-laboratoria zijn aangesloten op deze tanks. Lozing naar de openbare riolering gebeurt na meting van vloeistofmonster en onder de conditie dat de radioactiviteitsconcentratie lager is dan de limiet vermeld in BsK86. Als de activiteitsconcentratie hoger is kan afvoer plaatsvinden naar COVRA middels een tankwagen die deze tank kan leegzuigen. Dit is tot op heden nog niet nodig geweest. Het tankpark bevat ook 5 C-tanks van elk 6000 liter. Hierop zijn de waterafvoerkanalen van de C-laboratoria van de EUR/FGG aangesloten. Na meting van de activiteitsconcentratie vindt lozing plaats op het riool; indien nodig wordt de inhoud overgepompt naar de B-tanks.
- Financiën:* Om de opslag, bewerking en afvoer van radioactief afval op verantwoorde wijze uit te kunnen voeren zijn financiële middelen nodig. Naast personeelskosten, de kosten van de permanente voorzieningen en de onderhoudskosten is jaarlijks een bedrag van ongeveer 125.000,- nodig voor de afvoer naar de COVRA, en voor hulpmiddelen, materialen, disposables enz.

Samengevat kan worden gesteld dat het toepassen van open radioactieve stoffen oorzaak is van een afvalstroom waarvan de opslag, verwerking en afvoer een kostbare aangelegenheid is. Gelet op de veranderingen die de afgelopen jaren hebben plaatsgevonden en de financiële uitgaven voor het radioactief afval werd het zinvol geacht om de huidige werkwijze te toetsen aan de (komende) nieuwe wet- en regelgeving, en deze indien mogelijk te verbeteren.

4. Wijzingen

In dit hoofdstuk worden enkele onderdelen van de stralingsbeschermingszorg besproken die geleid hebben tot de aanzet voor een nieuw beleid.

4.1 Beleid, organisatie en kernenergievergunningen

Tot 1996 beschikte elk organisatie-onderdeel van het AZR en de EUR waar radioactieve stoffen of ioniserende straling uitzendende toestellen werden toegepast over een 'eigen' kernenergievergunning. Elke vergunning voor radioactieve stoffen stelde afzonderlijk, zonder samenhang met de andere aanwezige vergunningen, eisen aan de lozingen van radioactieve (afval)stoffen naar het milieu. Lozingen naar het milieu vanuit de diverse bedrijfsdelen werden niet gesommeerd; het begrip inrichting werd pas in de jaren negentig ingevoerd. Ook

bijvoorbeeld de bijdragen vanuit de diverse stralingsbronnen aan de terreingrensdosis werden niet getotaliseerd. Wel werd getoetst of voldaan werd aan de afzonderlijke vergunningen. Tot die tijd had de SBD vooral adviserende en faciliterende taken, het betrof in het bijzonder het beheer van de centrale voorziening voor inname en afvoer van radioactief afval, de centrale coördinatie van de persoonsdosimetrie en het adviseren aan de vergunninghouders. De Richtlijn Radionuclidenlaboratoria van 1994 moest nog grotendeels worden geïmplementeerd.

Eind 1996 verleende de overheid aan de EUR en aan het AZR voor hun gebouwen op de locatie Hoboken twee complexvergunningen: één voor AZR-Dijkzigt en AZR-Sophia, en één voor de EUR-FGG. In die vergunningen werden de kaders aangegeven waarbinnen de radiologische toepassingen dienden te (gaan) passen. De SBD heeft, in samenhang met de kenmerken van de complexvergunningen, het accent gelegd op regulerende en controlerende taken. In de periode 1998 en 1999 heeft de SBD alle radiologische toepassingen op de locatie Hoboken ondergebracht in een systeem van schriftelijke interne toestemmingen. Vanaf begin 2000 wordt de naleving van deze schriftelijke interne toestemmingen gecontroleerd middels een systeem van administratief toezicht en van periodieke inspecties op de werklocaties. Vooral nog is deze periodieke inspectie beperkt tot één keer per jaar.

De SBD heeft gekozen voor een systeem van schriftelijke interne toestemmingen (SIT) waarbij de kenmerken en de voorwaarden voor de vergunde radiologische handelingen redelijk gedetailleerd zijn vastgelegd. Nadeel hiervan is een relatief grote (administratieve) werklast. In de praktijk, althans bij de EUR en het AZR, weegt dit echter niet op tegen de voordelen. Enkele onderdelen van een SIT zijn onderstaand kort toegelicht.

Kenmerken: de kenmerken van de radiologische toepassingen worden duidelijk omschreven. Vastgelegd wordt welke toepassingen in welke ruimten zijn toegestaan. Voor ingekapselde bronnen wordt naast de maximale activiteit per bron ook de maximale gezamenlijk activiteit vastgelegd. In de kenmerken wordt de naam van de (gemandateerd) beheerder, de lokaal stralingsdeskundige, en indien van toepassing ook de medisch verantwoordelijke en/of de klinisch fysicus en/of de apotheker vermeld. Tevens wordt vastgelegd dat voor medisch-experimentele toepassingen vooraf goedkeuring van de medisch ethische toetsingscommissie is vereist.

Limitering: In de SIT is het aantal stralingsbronnen gelimiteerd, evenals de eventuele voorraad, de hoeveelheid afval en de mogelijke lozingen. ook de bijdragen aan de terreingrensdosis en de (beroepshalve) ontvangen blootstelling zijn gelimiteerd. De bovengrenswaarden van de verleende SIT's kunnen worden gesommeerd. Hierdoor is steeds actueel inzicht aanwezig in de ruimte die de kernenergiewetcomplexvergunning nog biedt voor nieuwe toepassingen.

Actualiseringsplicht: De eigenaar van een SIT (de beheerder van een afdeling of instituut) dient wijzigingen in kenmerken van de toepassingen, radiologische ruimte, nieuwe toepassingen, beëindigen van een toepassing enz. vooraf tijdig te melden bij de SBD. De SBD toets deze meldingen/wijzingsaanvragen en zorgt indien nodig voor het actualiseren van de SIT. De SBD behoudt hierdoor het overzicht over de vergunde radiologische toepassingen en over de maximaal mogelijke hoeveelheden radioactief afval c.q. lozingen.

4.2 Lozingsnormen

Behalve in het vergunningensysteem zijn in de afgelopen jaren ook veranderingen aangebracht in de lozingsnormen. In chronologische volgorde kunnen de volgende vier veranderingen in de criteria worden genoemd.

Besluit Stralingsbescherming Kernenergiewet 1986

Lozing op het riool van vloeibare stoffen die beta- en/of gammastralers bevatten is gelimiteerd tot 10 Bq/l, met een maximum van 0,5 MBq/vier weken.

Richtlijn Radionuclidenlaboratoria (uitgave 1994)

In de Richtlijn Radionuclidenlaboratoria is een methode beschreven voor het berekenen van de theoretisch maximale lozing naar lucht en water. In de richtlijn wordt een bovengrens vermeld die overeenkomt met een maximaal toelaatbaar individueel risico dat gelijk is aan het secundair niveau. Voor lozingen op het riool betekent dit een bovengrenswaarde van 500 Re_{ing} .

Kernenergiewetcomplexvergunningen AZR en EUR (1996)

In de aan de instelling verleende vergunningen is de limiet voor lozing naar het openbaar riool per instelling gelijk gesteld aan 500 Re_{ing} .

Concept-besluit Stralingsbescherming (versie 8 mei 2000)

In het concept-besluit Stralingsbescherming (Bs2000) zijn lozingen naar het openbare riool, mits de lozing plaatsvindt vanuit een niet-vergunningsplichtige inrichting en het hoeveelheden betreft die kleiner zijn dan 100 Re_{ing} per kalenderjaar, vrijgesteld van de vergunningsplicht. Men kan zich zonder vergunning ontdoen van radioactieve afvalstoffen indien de activiteit van de betrokken radioactieve stoffen in een kalenderjaar lager is dan een in een bijlage van het besluit vermelde waarde, of wanneer de activiteitsconcentratie lager is dan een in diezelfde tabel vermelde grenswaarde.

5. Voorlopig beleid voor het radioactief afval bij AZR en EUR vanaf circa 2002

Rekening houdend met de inkoopgegevens van de afgelopen jaren, de kaders van de aan het AZR en de EUR verleende kernenergiewetcomplexvergunningen, de kosten voor afvoer naar COVRA, de geprognosticeerde kosten voor het onderhoud van de faciliteiten, en de beleidsregels van het nieuwe Besluit stralingsbescherming is het mogelijk om de opslag, verwerking en afvoer van radioactief afval op de locatie Hoboken te verbeteren. Bij continuering van de huidige gebruikskennmerken van de radioactieve stoffen kan hierbij worden gedacht aan de volgende veranderingen.

5.1 *Langlevend vast radioactief afval*

Langlevend vast radioactief afval van de radionuclidenlaboratoria wordt gescheiden in ^{14}C , ^{22}Na en ^{36}Cl enerzijds en de andere toegepaste radionucliden anderzijds. Afval dat ^{14}C , ^{22}Na en/of ^{36}Cl bevat wordt als langlevend vast afval afgevoerd naar de COVRA. Geschat wordt dat de hoeveelheid beperkt blijft tot zo'n 3 vaten per jaar. Op basis van de inkoopgegevens wordt verwacht dat dit gelijk is aan ongeveer 2 Re_{inh} .

Het andere langlevend vast radioactief afval wordt als ziekenhuis afval voor verbranding afgevoerd naar ZAVIM. Dit resulteert in een milieubelasting van maximaal $0,2 \text{ Re}_{\text{inh}}$. Een mogelijk probleem hierbij kan zijn dat aan de buitenzijde van de afvalvaten een licht verhoogd stralingsniveau meetbaar is. De in het vat aanwezige radioactiviteit zal echter lager zijn dan de in het Besluit stralingsbescherming vermelde vrijstellingsniveaus. Zolang afvalverwerkers geen acceptatieverplichting hebben is niet zeker dat deze werkwijze uitvoerbaar is.

5.2 Langlevend vloeibaar waterig radioactief afval

Uitgaande van de in het de periode 1995-2000 aanwezige radionucliden wordt het langlevend vloeibaar radioactief afval afkomstig van de radionuclidenlaboratoria gescheiden in ^{14}C , ^{22}Na en ^{36}Cl enerzijds en de andere toegepaste radionucliden anderzijds. Afval waarin ^{14}C , ^{22}Na en/of ^{36}Cl aanwezig is, wordt afgevoerd naar COVRA. De omvang hiervan wordt geschat op ten hoogste $15 \text{ Re}_{\text{ing}}$. Het andere langlevend radioactief vloeibaar afval wordt direct vanuit de radionuclidenlaboratoria geloosd op de C-tanks. De inhoud van de volle C-tanks wordt na rondpompen, bemonsterd, “geteld” en getoetst aan de lozingscriteria, waarna dit afvalwater kan worden geloosd op het openbare riool. Op jaarbasis zal op deze wijze ten hoogste $1 \text{ Re}_{\text{inh}}$ vloeibaar radioactief afval worden geloosd. Deze lozing zal voor 95% bestaan uit ^3H verbindingen. Van deze lozingen wordt administratie gevoerd.

5.3 Langlevend vloeibaar organisch radioactief afval

De kleine hoeveelheden vloeibaar organisch afval worden in het huidige systeem reeds als organisch afval afgevoerd naar de AVR. Deze procedure zal niet worden gewijzigd. De bijdrage van deze afvoer aan de radiologische belasting van het milieu blijft beperkt tot maximaal $0,1 \text{ Re}_{\text{inh}}$.

5.4 Kortlevend vast radioactief afval

Het kortlevend vast radioactief afval wordt in de laboratoria verzameld in blauwe tonnen en afgevoerd naar de SBD. De huidige wijze van behandeling van dit afval wordt voornamelijk gecontinueerd. Over enige tijd kunnen desgewenst nog vereenvoudigen worden doorgevoerd (beperking van de bewaartijd, vergroot de doorvoersnelheid en veroorzaakt minder ruimtebeslag) wanneer bijvoorbeeld de afvalverwerkers een acceptatieverplichting hebben voor afvalstoffen waarvan de radioactieve inhoud voldoet aan de in het Besluit Stralingsbescherming opgenomen vrijstellingsniveaus.

5.5 Kortlevend vloeibaar radioactief afval

Het kortlevend vloeibaar radioactief afval dat ^{125}I en ^{131}I bevat, wordt opgevangen en apart ingezameld in kunststoffen 10 liter vaatjes. Deze afvalvatjes worden overgedragen aan de SBD, alwaar opslag plaatsvindt tot het tijdstip dat de activiteitsconcentratie is afgenomen tot een nog nader te bepalen bovengrenswaarde, waarna lozing via de C-tanks kan plaatsvinden. Het ^{131}I -afval dat ontstaat bij medisch-therapeutische toepassingen wordt opgevangen in de afvaltanks van de afdeling Nucleaire Geneeskunde. De inhoud van de tanks kan worden geloosd zodra de activiteitsconcentratie is afgenomen tot een nog nader te bepalen grenswaarde.

Het overige vloeibare kortlevend radioactief afval uit de radionuclidenlaboratoria wordt geloosd via C-tanks (FGG-gebouw) of rechtstreeks op het openbaar riool (Dijkzigt-gebouwen). De activiteitsconcentratie van de inhoud van volle C-tanks wordt gemeten. Indien voldaan wordt aan het lozingscriterium (minder is dan 100 Bq/l) wordt het afvalwater geloosd op het riool. Over deze lozingen wordt administratie gevoerd. Indien een C-tank teveel radioactieve stoffen bevat blijft de inhoud in de tank totdat deze is vervallen tot onder het gestelde activiteitsconcentratieniveau. Door het kortlevend vloeibaar afval op deze wijze te behandelen wordt door de EUR(FGG) ten hoogste 15 Re_{ing} op het riool geloosd en door het AZR-Dijkzigt ten hoogste 25 Re_{ing}.

5.6 Specifiek ziekenhuis afval en kadavers:

Deze categorie afval wordt ingeleverd bij de SBD. De SBD beslist hoe aan de hand van controle-metingen en administratieve gegevens hoe e.e.a. wordt opgeslagen, verwerkt of afgevoerd.

5.7 Faciliteiten

Voor het in de toekomst in ontvangst nemen, de verwerking en de afvoer van het radioactief afval op de locatie Hoboken zijn de volgende voorzieningen noodzakelijk:

- Personeel:* een medewerker met opleiding in de stralingshygiëne niveau 4 voor 10 uur per week.
- Ruimte:* Opslagruimte voor vaten en tonnen die opgeslagen worden om uit te stralen of om af te voeren naar de COVRA. De hiervoor beschikbare ruimte van 250 m², inclusief de vriescel, blijft nodig. "Puffy", het apparaat om de telpotjes te ledigen wordt buiten gebruik gesteld en ontmanteld. Deze ruimte komt dan beschikbaar voor andere toepassingen of werkzaamheden binnen het proces van afvalverwerking.
- Tankpark:* Het bestaande tankpark blijft operationeel. Een koppeling tussen de C-tanks en de B-tanks is wenselijk om eventueel overpompen te vergemakkelijken.
- Financiën:* De kosten voor het instandhouden van de bestaande infrastructuur blijven. De kosten voor de afvoer van langlevend radioactief afval naar de COVRA worden gereduceerd tot fl. 25.000,-. Personeelskosten halveren (10 uur per week i.p.v. 20).

5.8 Consequenties van het nieuwe beleid

Door de hiervoren beschreven veranderingen in de opslag, verwerking en afvoer van radioactief afval, zullen de kosten beduidend afnemen. Een eerste schatting resulteert in een kostenreductie van fl. 100.000,-. Ook de werkdruk zal afnemen. Verwacht wordt dat in de toekomst nog circa 10 uur per week nodig zijn (anno 2000 is de tijdsbesteding 20 uur per week). De milieubelasting door lozing op het openbare riool en door lozing in lucht zal bij de nieuwe werkwijze circa 40 Re_{ing} en 0,5 Re_{inh} bedragen. Ter vergelijking wordt vermeld dat de gezamenlijke complexvergunninglimieten voor AZR en EUR voor de locatie Hoboken respectievelijk gelijk zijn aan 1000 Re_{ing} en 10 Re_{inh}.

APPENDIX

Definities

Radioactieve afvalstoffen:

radioactieve afvalstoffen zijn radioactieve stoffen waarvan niet duidelijk is dat deze voor verder gebruik, hergebruik of recycling zijn bestemd (zie Richtlijn Radionuclidenlaboratoria, ministeries VROM, SZW, VWS; 1994). In het concept-Besluit Stralingsbescherming (concept medio 2000) wordt radioactief afval in artikel 39 lid 1 als volgt geformuleerd: Een radioactieve stof kan door Onze Minister van Volkshuisvesting, Ruimtelijke Ordening en Milieubeheer of de ondernemer als radioactieve afvalstof worden aangemerkt, indien voor deze stof geen gebruik of product- of materiaalhergebruik is voorzien door Onze Minister of door de ondernemer en de stof niet wordt geloosd.

MLW:

de maximaal theoretisch mogelijke lozing berekend volgens de Richtlijn Radionuclidenlaboratoria waarbij rekening is gehouden met verschillende factoren zoals de: uitscheiding van patiënten, de mogelijk verspreidingsfractie via water, correctie voor fysisch verval van radionucliden, en de effectiviteit van filtersysteem.

Waterlozing (MLW): $MLW = \sum_i (A_{\text{inkoop},i} \cdot DCC_{\text{ing},i} \cdot Z_i \cdot V_i \cdot W_i \cdot R_{W,i} \cdot 10^{-S_i}) \cdot Re_{\text{ing}}$

$A_{\text{inkoop},i}$	de ontvangen activiteit (Bq)
$DCC_{\text{ing},i}$	de dosisconversiefactor voor ingestie (Sv/Bq).
$Z_i =$	factor om de uitscheiding van patiënten te verdisconteren
$V_i =$	het mogelijke verspreidingsdeel via het water
$W_i =$	fractie niet-vast afval van proefdieren via het riool
$R_{W,i} =$	correctiefactor voor de fysische halveringstijd (zie tabel 3.4 van de richtlijn)
$S_i =$	effectiviteitswaarde voor filter- opvangsystemen
De index i geeft aan dat sommatie plaats vindt over alle radionucliden.	

Opmerking: In de modelberekeningen van MLW wordt de invloed van de fysische vervalsnelheid op de potentiële milieuschade verdisconteerd. Dit wordt tot expressie gebracht door de lozing te kwantificeren met de "eenheid" gewogen Re /jaar. Directe vergelijking van de activiteits-hoeveelheden, uitgedrukt in Re , en lozingsgegevens, uitgedrukt in *gewogen Re* , is daardoor niet zonder meer mogelijk.

Kortlevende radionucliden:

radionucliden met een halveringstijd van minder dan 100 dagen.

Langlevende radionucliden:

radionucliden met een halveringstijd van langer dan 100 dagen.

Opmerking: In **afwijking** van deze regels heeft de SBD in het verleden het beleid gevoerd dat radioactief afval dat kleine hoeveelheden ^{113}Sn met een halveringstijd van 115 dagen bevat, ook als kortlevend afval wordt beschouwd.

DCC:

de dosisconversie coëfficiënt (DCC) is het verband tussen de stralingsbelasting in Sv en het aantal Bq van een radionuclide bij directe opname door inhalatie of ingestie.

Re:

radiotoxiciteitsequivalent (Re) is de radioactiviteit (het aantal Bq) van een radionuclide dat bij directe opname door ingestie of inhalatie bij de standaardmens een effectieve volg dosis veroorzaakt van 1 Sv.

Résumé**L'organisation du stockage et de élimination des déchets radioactifs à l'Université Erasme de Rotterdam (EUR) et à l'hôpital universitaire de Rotterdam (AZR).**

La recherche médico-scientifique et les actes thérapeutiques et diagnostiques donnent lieu à des déchets radioactifs. Les déchets (radioactifs) ont un impact sur l'environnement. Les licences d'exploitation nucléaires de l'EUR et de l'AZR limitent donc la décharge dans le milieu ambiant. L'application des modifications contenues dans la directive européenne de 1996 et de l'arrêté de radioprotection offre la possibilité de d'organiser les flux de déchets par catégories distinctes. En corrélation avec les nouvelles dispositions légales néerlandaises les pratiques actuelles de l'EUR et de l'AZR on a procédé à des vérifications et à l'optimisation du stockage, du traitement et de l'élimination des déchets radioactifs ou non. Les procédures prennent aussi en compte la présence éventuelle de germes pathogènes et d'organismes génétiquement modifiés. La façon de procéder dans les deux établissements est illustrée.

Abstract**The storage and discharge procedures for the radioactive waste generated at the Rotterdam Erasmus University (EUR) and at the Rotterdam University Hospital (AZR).**

Radioactive waste is obtained as a consequence of research in medicine and of diagnostic and therapeutic work. These substances burden the environment. The operating licences of EUR and AZR thus set limits to the (radioactive) material discharged to the environment. The implementation of the EU directive of 1996 and the decree on radioprotection and the modifications therein give an opportunity to organise the fluxes of waste in several classes. The procedures in usage at AZR and EUR have been checked for compliance with the new Dutch regulation and an optimisation of the storage, treatment and elimination is being enacted. The protocols take into account the presence of pathogens and genetically modified organisms. The systems used in both institutions are documented.

HET BEHEER VAN HET NUCLEAIR BIOMEDISCH AFVAL IN HET AZ-VUB: EEN EVALUATIE VAN 4 JAAR OPERATIONELE PRAKTIJK

M. Sonck en P. Covens

Fysische Controle, Vrije Universiteit Brussel, Laarbeeklaan 103, 1090 Brussel

Samenvatting

Tengevolge de steeds stijgende kosten en wegens het gebrek aan faciliteiten voor oppervlakteberging ontwikkelden de Vrije Universiteit Brussel (VUB) en haar Academisch Ziekenhuis (AZ-VUB) samen met Canberra Europe een opslag- en vervalbeleid voor het geproduceerde nucleair biomedisch afval. Dit beheer is gebaseerd op een selectieve verzameling van het afval, een meting van de radioactieve inhoud vóór verval, de opslag tot verval van de kortlevende radionucliden aanwezig in het afval, controlemeting na verval en eventuele vrijgave als niet-nucleair biomedisch afval. De specifieke activiteit van ieder afvalcollo wordt bepaald met behulp van een HPGe-detector of een vloeibare scintillatie teller. De *in huis* ontwikkelde software "WasteMan" laat toe ieder afvalcollo ten allen tijden te lokaliseren vanaf productie tot de uiteindelijke vrijgave of berging ervan.

Naast een gedetailleerde beschrijving van deze verschillende stappen in het voorgestelde afvalbeheer, wordt een vergelijk gemaakt tussen de haalbare MDA's (minimaal detecteerbare activiteit) en de voorgestelde vrijgaveniveaus enerzijds en tussen de MDA's van het gebruikte meetsysteem en deze van enkele typische besmettingsmonitoren anderzijds. Tevens wordt een analyse gemaakt van de economische impact van een dergelijk opslag- en vervalbeleid voor een middelgrote universiteit met hospitaal. Uit deze analyse komt een duidelijke kostenreductie naar voor.

INLEIDING

Tengevolge de steeds stijgende kost voor het beheer van het radioactief afval besloten VUB en AZ-VUB in 1995 tot een opslag- en vervalbeleid voor dit afval en dit in samenwerking met Canberra Europe.

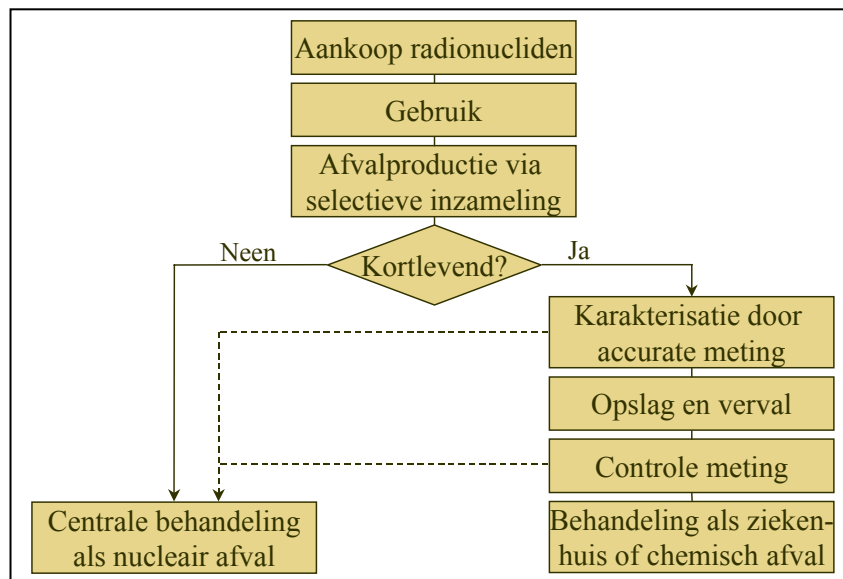
Laag radioactief afval (LLW) afkomstig uit biomedische laboratoria of uit hospitalen heeft een aantal specifieke eigenschappen. Zo bevat het essentieel laag energetische β/γ -stralers en een reeks zuivere β -stralers. Reeds na een korte vervalperiode is ongeveer de helft van het totale volume aan radioactief biomedisch afval besmet met ^{125}I , een β/γ -straler met maximale γ -energie van slechts 35.5 keV. α -stralers zijn doorgaans niet aanwezig in biomedisch afval. Zowat 80% van het totale volume is bovendien kortlevend, met halveringstijd korter dan 100 dagen. Verder zijn de specifieke activiteit en de dichtheid van biomedisch afval erg beperkt.

De enige uitzonderingen op deze beschrijving worden gevormd door ingekapselde bronnen (^{60}Co , ^{137}Cs , ^{226}Ra en ^{192}Ir), activatie producten rond deeltjesversnellers (hoofdzakelijk ^{60}Co en ^{65}Zn) en ontmantelingafval [EC99].

Ondanks deze vaststellingen wordt door de nucleaire afvalverwerker tot op heden geen behandeling voorzien die specifiek is aan dit type van laagactief afval. Dat maakt dat de kosten voor de nucleaire verwerking van het nucleair biomedisch afval buiten proportie oplopen. Er is dan ook nood aan een oplossing specifiek voor dit afval, die verschillend dient te zijn van de behandelingsmethode voor het laag actief afval afkomstig uit de splijstofcyclus: een beleid van opslag en verval.

ORGANISATIE

Een dergelijke opslag- en vervalbeleid kan gezien worden als een opeenvolging van een aantal stappen [Co97]: aankoop en gebruik van radioactief materiaal, selectieve verzameling van het afval en dan, naargelang het kortlevend of langlevend afval betreft, een karakterisatie van het afval, een vervalperiode gevolgd door een controlemeting en indien mogelijk de vrijgave van het afval, ofwel een behandeling als nucleair afval. De belangrijkste stappen zullen hierna in meer detail behandeld worden.



Figuur 1. Organisatie afvalbeheer

SELECTIEVE INZAMELING

Een eerste belangrijk onderdeel van een degelijk beheer van nucleair biomedisch afval is de selectieve inzameling. Een scheiding van het afval dient niet alleen te gebeuren volgens fysische of chemische eigenschappen, maar ook op basis van de eigenschappen van de radionucliden aanwezig in het afval. Om de afmetingen van de afvallokale realistisch te houden dient men in de eerste plaats een onderscheid te maken tussen langlevende radionucliden en kortlevende radionucliden, waarbij uiteraard enkel het afval dat met kortlevende nucliden besmet is in aanmerking komt voor vervalopslag. In het geval van de VUB wordt bedoeld met kortlevende nucliden, radionucliden met een

halveringstijd korter dan 100 dagen. Deze grens is uiteraard niet vast en kan aangepast worden naar gelang de beschikbare opslagcapaciteit.

Een verdere opsplitsing van de kortlevende radionucliden in groepen met vergelijkbare halveringstijden is nodig. Dit uiteraard om de afmetingen van de opslagplaatsen zo veel mogelijk te beperken. Bovendien dient tegelijkertijd rekening gehouden te worden met mogelijke interferenties tussen de verschillende radionucliden tijdens de karakterisatie.

Tot slot dient men voor iedere zuivere β -straler een aparte groep te voorzien. Dit vooral omdat het voor een zuivere β -straler zeer moeilijk tot bijna onmogelijk is om een goede meting van de aanwezige activiteit uit te voeren in aanwezigheid van andere radionucliden.

VERPAKING EN ETIKETTERING

Een tweede belangrijk punt is de verpakking en de etikettering. Voor wat betreft de verpakking zijn er 3 aspecten die men dient in overweging te nemen. Vooreerst dient de verpakking aangepast te zijn aan alle aspecten van het opslagbeheer. Uniforme, stapelbare en handelbare afvalrecipiënten optimaliseren het stockbeheer en geven aanleiding tot een vaste meetgeometrie. Om reden van de hanteerbaarheid wordt de inhoud van de recipiënten beperkt tot 33 of 60 liter voor vast afval en tot 30 liter voor vloeibaar afval.

De verpakking dient uiteraard ook bescherming te bieden tegen de risico's verbonden aan dit soort afval namelijk de radiologische, chemische en biologische risico's. Dit betekent hermetisch sluitbare recipiënten uit een materiaal dat chemisch bestand is tegen de inhoud.

Tot slot dient men bij de keuze van de verpakking nog rekening te houden met de eindbestemming van het afval in kwestie. Zo zal het afval dat als nucleair afval de site verlaat moeten voldoen aan de eisen gesteld door de nucleair afvalbeheerder, terwijl het afval dat na verval vrij zal gegeven worden dient te voldoen aan de eisen van de niet-nucleaire afvalverwerker. Bovendien blijken deze eisen niet altijd compatibel te zijn.

Etikettering van afvalcolli laat toe alle belangrijke kenmerken van de inhoud aan te geven. Naast het aanwezige radionuclide dient dan ook melding gemaakt te worden van dosistempo, datum van verpakken en de herkomst van het collo. Uiteraard dient ook de fysische en de chemische vorm van het afval gepreciseerd te worden. Bovendien krijgt ieder collo een uniek codenummer toegewezen op het ogenblik van de omhaling. Dit garandeert dat op ieder ogenblik elk afvalcollo traceerbaar is.

KARAKTERISATIE

Op het ogenblik dat de afvalcolli binnen komen in het afvalgebouw gebeurt eerst een karakterisatie van de radionucliden aanwezig in het afval. Een aantal argumenten kunnen gegeven worden om de karakterisatie vóór verval te rechtvaardigen.

Een voorafgaande meting laat een verificatie toe van de selectieve collectie. Indien tijdens de eerste meting langlevende radionucliden in het kortlevende afval gevonden worden, wordt voor dit afvalcollo een nucleaire behandeling voorzien en wordt de betrokken afdeling daarvan onmiddellijk op de hoogte gebracht. Zij wordt dus

aangemaand de collectie van het afval nauwgezetter op te volgen of, indien nodig, de procedures der mate aan te passen zodanig dat vergissingen uitgesloten worden. De meting laat verder toe om de lengte van de vervalperiode te optimaliseren. De tijd ΔT , gedefinieerd volgens

$$\Delta T = \max_i \left[\ln \left(\frac{a_i + e_i}{C_i} \right) \frac{1}{\lambda_i} \right],$$

zorgt er voor dat de specifieke activiteit a_i van ieder aanwezig radionuclide i onder de vooropgestelde vrijgavewaarde C_i gekomen is. e_i is de meetfout op de meting voor dit radionuclide i .

Op dezelfde wijze laat deze formule toe om vrijgave van materiaal te doen bij vrijgaveniveaus die onder de minimaal detecteerbare activiteit (MDA) gelegen zijn. Het volstaat de waarde van deze MDA te gebruiken i.p.v. de gemeten specifieke activiteit:

$$\Delta T = \max_i \left[\ln \left(\frac{\text{MDA}_i + e_i}{C_i} \right) \frac{1}{\lambda_i} \right].$$

Tot slot mag men uiteraard ook niet uit het oog verliezen dat een meting vóór verval steeds een meting is bij hogere activiteit en dus automatisch aanleiding geeft tot lagere statistische fouten.

Voor de karakterisatie van afvalcolli wordt gebruik gemaakt van 2 meetinstrumenten. Een eerste meetsysteem werd door AZ-VUB ontwikkeld in samenwerking met Canberra Europe. Het geheel bestaat uit een 5 cm dikke lage achtergrond loodafscherming en een HP Ge-detector van het *reversed electrode* type. Deze detector is bijzonder gevoelig aan laag energetische fotonen (gebruikt tot een energie van 10 keV), zonder daarbij mindere eigenschappen te vertonen bij de hogere energieën (gebruikt tot 1.6 MeV). Dit meettoestel wordt aangewend voor de karakterisatie van vast afval dat besmet is met β/γ -stralers of zuivere β -stralers. Het wordt ook gebruikt voor karakterisatie van vloeibaar afval dat β/γ -stralers bevat.

In geval van β/γ -stralers gebeurt de meting aan de hand van de bekomen fotopieken tengevolge de uitgezonden γ -fotonen [Co97]. Voor de zuivere β -stralers wordt gebruik gemaakt van een optimaal gedeelte van het brehmstrahlung spectrum van de uitgezonden elektronen [Ta98].

Voor wat betreft de kwantitatieve bepalingen en efficiëntie kalibratie wordt steeds een homogene activiteit- en dichtheidverdeling verondersteld.

Het vloeibare afval dat zuivere β -stralers bevat wordt gekarakteriseerd met behulp van een vloeibare scintillatie teller, wat veruit de meest efficiënte methode hiervoor is.

OPSLAGLOKALEN

Aangezien de vervalperiode in bepaalde gevallen kan oplopen tot meer dan 2 jaar is het ontwerp van de opslaglokale vrij belangrijk ondanks het feit dat reeds hermetisch

gesloten verpakkingen gebruikt worden. Enkele eigenschappen waaraan de opslaglokalen dienen te voldoen zijn de volgende.

De muren en vloeren dienen afwasbaar te zijn. Dit om bij een accidenteel lek steeds zo efficiënt mogelijk te kunnen decontamineren.

De opslaglokalen dienen gebouwd te zijn uit niet-brandbare materialen en de nodige brandbeveiliging, zoals rookdetectoren, dient aanwezig te zijn.

Een goede luchtcirculatie vermindert het risico op contaminatie door gasvormige effluënten.

Een uniek nummer voor elke opslagplaats laat een efficiënt stockbeheer toe.

CONTROLEMETING

Na het verstrijken van de vervalperiode wordt het afval een tweede keer gemeten. Deze tweede meting moet gezien worden als een kwaliteitscontrole, m.a.w. een controle naar eventuele vergissingen tijdens één van de voorgaande stappen. Tegelijkertijd laat deze tweede meting toe om langlevende radionucliden te detecteren die tijdens de eerste meting niet konden gedetecteerd worden wegens interferentie met een kortlevend radionuclide. Indien dit optreedt betekent dit uiteraard dat het collo in kwestie alsnog naar een nucleaire behandeling wordt doorgewezen.

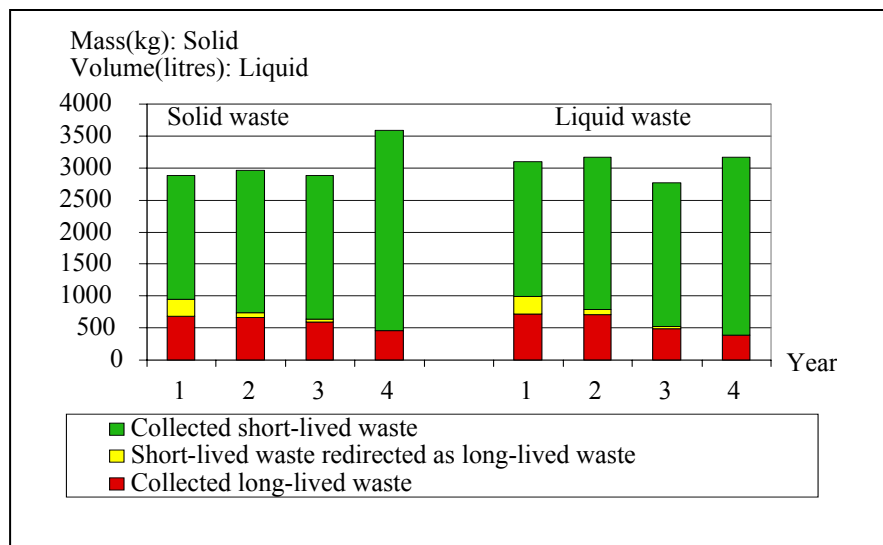
VRIJGAVE

Indien na de tweede meting blijkt dat de aanwezige radioactiviteit volledig vervallen is, wordt het collo uit de nucleaire cyclus gehaald; er volgt dus een vrijgave. Uiteraard is het fysisch onmogelijk om echt een volledig verval te bekomen. Op dit probleem wordt verder teruggekomen.

De vrijgave dient uiteraard een wel omschreven procedure te volgen en deze bestaat uit het documenteren van de chemische inhoud, de verwijdering van alle radioactiviteit symbolen, het aanbrengen van etiketten conform de niet-nucleaire specificaties en, na een onafhankelijke controle, het opmaken van een vrijgave certificaat door de Fysische Controle met vermelding van de identificatienummers van de colli.

KOSTEN

Een eerste belangrijke factor in de analyse van de kosten is uiteraard de omvang van de afvalproductie. Deze werd voor de voorbije jaren voorgesteld in figuur 2. Tijdens de beginfase van het project dienden verscheidene colli met kortlevend afval een nucleaire behandeling te krijgen omdat langlevende radionucliden werden gemeten. Het onmiddellijk verwittigen van de verantwoordelijken van het labo waar de vergissing opgetreden was zorgde voor een dynamische optimalisatie van de selectieve verzameling die zeer duidelijk in de tekening te zien is. Bovendien zorgde dit ook voor een groter bewust zijn voor de problematiek zodat meteen ook de aanwezigheid van kortlevend materiaal in colli met langlevende radionucliden verminderde. Het relatief aandeel van het langlevend afval ging dan ook van 32% naar 12% voor zowel vloeibaar als vast afval.



Figuur 2. Overzicht afvalproductie

De totale kostenanalyse in tabel 1 laat zien dat ondanks de relatief belangrijke investeringskost (constructie opslagplaatsen, aankoop meettoestellen, ontwikkeling software) die vrijwel volledig in het eerste jaar gemaakt werd, er reeds een positieve balans bekomen werd in het tweede jaar. Deze cijfers zijn inclusief de arbeidskost en stellen dus reële kosten voor. Na 2 jaar kon de exploitatiekost naar beneden gebracht worden dankzij de opgedane ervaring. Verder mag het ook duidelijk zijn dat de behandelingskost van het vrijgegeven kortlevend afval vrijwel verwaarloosbaar is ten opzichte van de kost voor de nucleaire behandeling. Op het ogenblik dat het geproduceerde volume en het vrijgegeven volume aan mekaar gelijk worden en er dus een evenwichtssituatie ontstaat (in het 4de jaar), bedraagt de kost voor het kortlevend afval slechts 3000 euro. De dynamische optimalisatie resulteert na 4 jaar in een reductie van de kosten voor de behandeling van langlevend afval tot 34% van de kostprijs in het eerste jaar.

	Totale kost (k€)			
	Jaar 1	Jaar 2	Jaar 3	Jaar 4
Investering en onderzoek	156	64	35	4
Exploitatie	50	50	37	37
Behandeling kortlevend afval	1	1	2	3
Behandeling langlevend afval	62	39	33	21
Totaal	269	154	107	65
Behandeling zonder verval stockage	187	181	180	204
Kostenbesparing	(82)	27	73	139

Tabel 1. Kostenanalyse beheer nucleair biomedisch afval

MINIMAAL DETECTEERBARE ACTIVITEIT

Zoals hierboven aangehaald worden de afvalcolli vrijgegeven na volledig verval van de radioactieve inhoud. Daar het fysisch onmogelijk is om de toestand van volledig verval te bekomen, komt dit praktisch neer op het feit dat we wachten tot wanneer er niets meer te meten is met de beschikbare apparatuur. Dat betekent dat er vrijgave mogelijk is vanaf het ogenblik dat de activiteitsconcentratie in een afvalcolli lager wordt dan de minimaal detecteerbare specifieke activiteit (MDA). De vraag stelt zich dan uiteraard wat dit betekent naar activiteit of naar specifieke activiteit toe.

De MDA wordt beïnvloed door een aantal parameters, waarvan de belangrijkste zijn: het type van meetinstrument, de geometrie waarin gemeten wordt, de meettijd, de aard van de straling die gedetecteerd moet worden, de verdeling van activiteit en dichtheid in het afvalvat en tot slot het significantieniveau waarop men metingen uitvoert.

Op basis van de volgende veronderstellingen werden de MDA bepaald van de 2 gebruikte meettoestellen: activiteit en dichtheid worden homogeen verdeeld verondersteld, de meettijd bedraagt 1000s per afvalcollo en er wordt gewerkt in een 2σ -zekerheidsinterval. De bekomen MDA-waarden werden opgenomen in tabel 2. Voor vast afval wordt een dichtheid van 0.15 g/cm^3 gebruikt.

Op dit ogenblik bestaan er echter geen eenduidige waarden waarmee deze MDA-waarden kunnen vergeleken worden teneinde te kunnen besluiten of de gebruikte meetapparatuur wel voldoende gevoelig en precies is om op een verantwoorde en reglementaire wijze vrijgave metingen van afvalcolli te doen. Er bestaan namelijk in de Belgische wetgeving [AR63] tot op vandaag geen waarden voor de specifieke activiteit waaronder vaste materialen kunnen vrijgegeven worden.

	Radionuclide				
	^3H	^{125}I	^{35}S	^{32}P	^{51}Cr
MDA vast afval (kBq/kg)	***	1.0E-2	3.0E+1	6.0E-2	2.0E-2
Vrijstelling BSS-1996 (kBq/kg)	1.0E+6	1.0E+3	1.0E+5	1.0E+5	1.0E+3
Onvoorwaardelijke vrijgave, IAEA-TECDOC 1000, 1998 (kBq/kg)	1.0E+6	1.0E+3	1.0E+5	1.0E+3	1.0E+3
Onvoorwaardelijke vrijgave, Deutsche SSK, 1998 (kBq/kg)	1.0E+3	3.0E+0	6.0E+1	2.0E+1	1.0E+2
MDA vloeibaar afval (Bq/l)	1.7E+2	3.8E+2	1.3E+2	9.0E+1	7.6E+2
Lozingslimiet ARBIS, 1963 (Bq/l)	3.0E+6	1.0E+3	2.0E+5	2.0E+4	1.0E+6

Tabel 2. MDA-waarden en vergelijking met voorstellen vrijgave

Een eerste reeks van getallen waarmee we deze MDA-waarden kunnen vergelijken zijn de vrijstellingswaarden zoals die opgenomen zijn in de Basic Safety Standards van de Europese Commissie [EC96]. Dit zijn natuurlijk geen vrijgavewaarden, maar kunnen gezien worden als maximale waarden van de te verwachten vrijgavelimieten.

In het IAEA TECDOC 1000 document [IA98] worden vrijgavelimieten voorgesteld en deze vormen dan meteen een tweede reeks van waarden waartegen de MDA-waarden kunnen vergeleken worden.

Een derde vergelijking kan gebeuren met de limieten voor onvoorwaardelijke vrijgave zoals die door de Duitse Commissie voor Stralingsbescherming wordt geadviseerd

[DS98]. Bij deze waarden moet er op gewezen worden dat deze limieten werden afgeleid na zeer strenge en strikte analyses van allerhande mogelijke scenario's van wat er met het radioactieve materiaal kan gebeuren eens het vrijgegeven wordt van verdere nucleaire controle. Het is dan ook zowat het strengste voorstel tot vrijgavecriteria dat momenteel circuleert.

Voor wat betreft het vloeibare afval is wel een logische referentiewaarde voor handen en dat zijn de lozingslimieten voor lozing in de riool zoals die in het Belgische *Algemeen Reglement op de Bescherming tegen Ioniserende Stralen* [AR63] opgenomen zijn.

Uit Tabel 2 kan men besluiten dat t.o.v. de verschillende voorstellen tot vrijgavecriteria het zeker te rechtvaardigen is deze MDA-waarden als vrijgave criterium te gebruiken. Het gebruik van de MDA kan zelfs gezien worden als een ALARA-aanpak van het biomedisch nucleair afval, daar in vele gevallen de MDA meerdere ordes van grootte kleiner zijn dan de vrijgave of lozingslimieten. Een verdere optimalisatie wordt overigens gerealiseerd doordat de eigenlijke vrijgave van een collo pas gebeurt nadat het voldoet aan de eis van nagenoeg volledig verval en op het ogenblik dat de opslagplaats nodig is om een nieuw afvalcollo in op te bergen.

Doch blijkt het nodig te zijn dit besluit met de nodige voorzichtigheid te interpreteren. De MDA-waarden van een aantal vrij vaak gebruikte handmonitoren werden namelijk bepaald. Uit de dagelijkse praktijk blijkt dat deze monitoren nogal vaak gebruikt worden voor de vrijgave van kortlevend nucleair biomedisch afval [Ko94]. Het betreft hier een dunne NaI-scintillatieteller (0.1'), een scintillatieteller met dik kristal (2') en een Geiger Muller teller zoals aangegeven in tabel 3.

Meetinstrument	Type	Energiedomein
Mini-Monitor + 44A-probe	NaI(Tl)	15 keV-500 keV
ESM Eberline FHZ 502 P	NaI(Tl)	35 keV-1.3 MeV
Mini-Monitor + EL-probe	GM	15 keV-125 keV

Tabel 3. Karakteristieken handmonitoren

Bij de bepaling van de MDA-waarden werden opnieuw enkele veronderstellingen gemaakt: een matrix met homogene dichtheid werd gebruikt, de metingen gebeurden in een lage achtergrondsituatie, wat eigenlijk al een betere situatie is dan wat in praktijk vaak het geval is [Ko94], en de bron werd in het centrum van de matrix geplaatst, wat aanleiding geeft tot een geometrie die een worst case scenario vormt.

Dit gaf uiteindelijk aanleiding tot tabel 4, waarin de bekomen MDA-waarden voor de 3 geselecteerde handmonitoren opgenomen zijn voor enkele typische radionucliden die vaak voorkomen in het nucleair biomedisch afval. Deze MDA-waarden worden vergeleken met het Duitse voorstel voor vrijgave. Het valt onmiddellijk op dat een groot aantal van de bekomen MDA-waarden hoger zijn dan de voorgestelde vrijgavewaarden en dat ondanks het feit dat de metingen met de handmonitoren gebeurde bij lage achtergrond. De tabel is echter wel bekomen in een worst case scenario voor wat betreft de geometrie, doch zelfs wanneer een reële situatie bekeken wordt (tabel 5), stellen we vast dat vooral voor de laag energetische zuivere β -stralers handmonitoren niet kunnen voldoen aan de vrijgavecriteria.

(kBq/kg)	³⁵ S	³² P	⁵¹ Cr	¹²⁵ I
Mini-Monitor + 44A-probe (NaI(Tl) 1.25'x0.1')	1.7E+3	2.9E+1	1.8E+1	5.6E-1
ESM Eberline FHZ 502 P (NaI(Tl) 2'x2')	∞	6.8E+1	9.1E+0	∞
Mini-Monitor + EL-probe (GM)	∞	8.7E+2	2.4E+2	1.3E+1
Onvoorwaardelijke vrijgave, Deutsche SSK, 1998	6.0E+1	2.0E+1	1.0E+2	3.0E+0

Tabel 4. MDA-waarden handmonitoren (worst case scenario)

(kBq/kg)	³⁵ S	³² P	⁵¹ Cr	¹²⁵ I
Mini-Monitor + 44A-probe (NaI(Tl) 1.25'x0.1')	1.2E+3	1.1E+1	6.8E+0	9.8E-2
ESM Eberline FHZ 502 P (NaI(Tl) 2'x2')	3.2E+3	2.4E+1	3.4E+0	1.4E+2
Mini-Monitor + EL-probe (GM)	∞	6.9E+0	-	-
Onvoorwaardelijke vrijgave, Deutsche SSK, 1998	6.0E+1	2.0E+1	1.0E+2	3.0E+0

Tabel 5. MDA-waarden handmonitoren (reële situatie)

ALGEMEEN BESLUIT

Als algemeen besluit kunnen we stellen dat een radiologisch en economisch verantwoord beheer van nucleair biomedisch afval zonder meer mogelijk is en dat zelfs met een relatief beperkte investering zowel naar middelen als naar personeel toe.

Het toepassen van de vrijgaveniveaus zoals die zijn opgesteld voor materiaal afkomstig uit de splijtstofcyclus is absoluut niet noodzakelijk om op een kostefficiënte manier met nucleair biomedisch afval om te springen. Het toch toepassen van deze vrijgavelimieten is in feite strijdig met de vereiste ALARA-aanpak.

Het is echter wel absoluut noodzakelijk over een goede karakterisatie van de gebruikte meetinstrumenten en meetprocedures te beschikken om de radioprotectie van publiek en milieu te kunnen garanderen naar aanleiding van een opslag- en vervalbeleid.

REFERENTIES

- [AR63] : KB 28 februari 1963 betreffende het "Algemeen Reglement op de Bescherming van de bevolking en van de werknemers tegen het gevaar van Ioniserende Stralingen (ARBIS)", B.S. 16/05/63.
- [Co97] : P. Covens, "*Organisatie en beheer van vervalstockage van radioactief afval in VUB-AZ*", Faculteit G&F, Vrije Universiteit Brussel, Brussel, 1997
- [DS98] : Deutsche Strahlenschutzkommission, "*Freigabe von Materialien, Gebäuden und Bodenflächen mit geringfügiger Radioaktivität aus anzeige- oder genehmigungspflichtigem Umgang*", Stuttgart, 1998

- [EC96] : European Community, “*Council Directive Laying Down Basic Standards for Protection Against Ionising Radiation*”, Official Journal EC, L159, 39, Luxembourg, 1996
- [EC99] : European Commission, Report EUR 19151 EN, “*Evaluation of the radiological and economic consequences of decommissioning particle accelerators*”, Luxembourg, 1999
- [Eg97] : G. Eggermont et al, “*Decay management of nuclear waste in university and hospital*”, Proceedings DOE Low Level Waste Conference, Salt Lake City, 1997
- [IA98] : International Atomic Energy Agency, “*TECDOC 1000, Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research*”, Vienna 1998
- [Ko94] : S. Kok, “*Radioactief afval uit de biomedische wereld van Vlaanderen*”, Industriële Hogeschool Mol-Hasselt, Mol, 1994.
- [Ta98] : S. Takács, et al, “*Quantitative determination of activity of pure β -emitters in closed waste packages using γ -spectrometry*”, Proceedings Spectrum Conference Denver 1998, J. Graham Editor, ANS 700257, Vol. 1, pp 450-455

Résumé

A cause de l'augmentation constante des prix et du manque de souplesse du stockage en surface existant, la Vrije Universiteit Brussel (VUB) et son hôpital académique (AZ-VUB) ont organisé en collaboration avec Canberra Europe leur propre stockage de déchets radioactifs pour décroissance. Cette gestion est basée sur la collecte sélective des déchets radioactifs, la mesure de l'activité avant décroissance, le stockage pour décroissance des radionuclides à courte période, une mesure de contrôle après décroissance et le cas échéant élimination en tant que déchets biomédicaux non-nucléaires. L'activité spécifique de chaque colis est mesurée avec un détecteur HPGe ou par scintillation liquide. Le programme "WasteMan" élaboré dans le service même permet de localiser chaque colis à tout moment, de sa production à sa destination finale, libération ou stockage définitif.

Après une description détaillée des différentes étapes de la gestion en question, une comparaison a été effectuée entre les activités minimums détectables (MDA) et les niveaux de libération proposés, d'une part et entre les MDA du système de mesure utilisé et celles de quelques détecteurs de contamination usuels, d'autre part. En outre une étude sur l'impact budgétaire d'une telle gestion pour un hôpital universitaire de moyenne importance a été réalisée. Cette analyse a mis en évidence une réduction certaine des coûts d'exploitation.

Abstract

Due to the escalating costs and the lack of facilities for near-surface burial, the Vrije Universiteit Brussel (VUB) and its Academic Hospital (AZ-VUB) in collaboration with Canberra Europe developed a decay storage program for biomedical nuclear waste. Such a decay storage program is based on a selective collection, a characterisation of the radioactivity before decay, the storage for decay of short lived nuclides, a control

measurement after decay and eventually clearance of the waste package as non-nuclear biomedical waste if possible. The specific activity of each waste package is determined using a HPGe-detector or a liquid scintillation counter. The in-house developed software "WasteMan" allows tractability of all waste packages at all times from production to clearance or disposal.

In addition to a detailed description of the different steps in this process, a comparison is made between the minimal detectable activities and the proposed clearance levels on one hand and between the minimal detectable activities of our measurement system and the MDA's of some typical contamination monitors on the other hand. An analysis of the economic impact of such a decay storage program for a middle sized university with hospital is also made. This analysis clearly shows an important reduction of the costs.

MANAGEMENT OF RADIOACTIVE WASTE IN MEDICAL ESTABLISHMENTS

J. Delhove

Consultant

BUGECO – Espace del goutte - rue Bois Seigneur Isaac 40
1421 Braine. L'Alleud

Antwerpen, 13 oktober 2000

Summary

The objective of the presentation is to describe the current management of the radioactive waste produced in the medical sector in Belgium. The presentation is based on the study, which has been prepared in 1998 at the request of the E.E.C. and published under the reference EUR 18861.

The presentation is focused on the management of waste resulting from the utilization of unsealed radionuclides in ‘general hospitals’, i.e. for «in vivo» diagnosis, metabolic therapy and «in vitro» biological analysis. The management of radioactive waste resulting from biomedical research carried out in the medical faculties has been covered by other speakers.

The presentation gives a picture of the flow of radioisotopes in the medical sector and a description of the nature and amounts of radioactive waste generated.

After a short review of the legal obligations in Belgium, we shall describe the provisions adopted in the establishments in order to manage the waste, analyse the generated inconveniences and, when needed, make some suggestions in order to improve the current situation.

1 PRODUCTION AND DISTRIBUTION OF RADIOISOTOPES IN BELGIUM

The annual flow and the distribution of radioisotopes in Belgium has been established on basis of the supply records which the importers and distributors are legally bound to submit to the public authority.

The annual flow of radionuclides supplied in human medicine amounted to 107 Terabecquerel in 1996, for an overall population of 10 million people in Belgium.

The couple molybdenum-technetium 99m is the most used isotope with a supplied annual activity of nearly ninety thousand GBq, representing 83 % of the activity of the sector; it is followed by thallium 201 with 9581GBq (9 % of the sector), iodine 131 4702 GBq (4.3 % of the sector), gallium 67 - 1376 GBq (1.3 % of the sector) and iridium 192 - 1079 GBq (1.0 % of the sector) and in lesser quantities, krypton 81m, xenon 133, indium 111, iodine 123, yttrium 90, iodine 125, strontium 89, phosphorus 32, chromium 51, etc.

Table I - represents the annual deliveries made in Belgium and their evolution.

TABLE I**DELIVERIES OF RADIOELEMENTS IN BELGIUM**

Years 1987 – 1995 – 1996

Quantities in GBq

Isotopes	1987	1995	1996
Mo 99 - Tc-99m	120000	92000	89930
Tl-201	1800	1500	9581
I-131	2900	4500	4702
Ga-67	370	100	1376
Ir-192	-	1200	1079
Kr-81m	-	100	300
Xe-133	6200	130	210
In-111	120	330	262
I-123	180	200	199
Y-90	81	100	84
I-125	78	80	86
Sr-89	-	44	60
P-32	67	23	59
Cr-51	89	25	15
Co-57	0.7	0.2	0.15
H-3	0.5	0.01	0.01
C-14	10	-	-
Total	131896	100332	107948

The values in table I correspond to the activity of the radioelements at the date of 'calibration'. Usually, the date of delivery may precede the date of 'calibration' by a few days. Therefore, the activity at the time of delivery, and the activity actually used in the establishments, may exceed by a factor of two or more the indicated calibration value in particular for molybdenum 99-technetium 99m but also for other short lived isotopes thallium 201, gallium 67 and indium 111.

The technetium 99m used in the establishment is obtained by elution of the molybdenum 99-technetium 99m generators. Considering a daily elution of the generator the total activity in technetium may represent several times - let us say as a rough estimation a maximum of five times the activity of molybdenum or 449.650 GBq.

2 ESTIMATION OF THE TOTAL ACTIVITY EXCRETED BY THE PATIENTS AND ELIMINATED TO THE SEWER NETWORK

The circulation of radioactive substances in the establishment and the production of waste is represented in figure I.

It is generally estimated that more than 80 % of the activity used in nuclear medicine departments is actually administered to the patients for diagnostics and therapy purposes. When taking into account the retention of marked products in the organism and the half-life of the radioisotopes used, one may estimate that only 20 % of the activity administered will be released by the patients in the urine (mainly) and the faeces. This 20 % of the initial activity is eliminated in the toilets of the hospital or the dwelling of the patient and goes directly to the sewer network.

For technetium 99m the activity eliminated by the patients to sewers could be estimated to a maximum of 89,930 GBq. For the other radioisotopes, the excreted activity would represent respectively 1916 GBq of thallium 201, 940 GBq of iodine 131, 275 GBq of gallium 67, 52 GBq of indium 111, 40 GBq of iodine 123 and 12 GBq of strontium 89.

For iodine 131, the activity eliminated to the sewers result principally from patients treated for hyperthyroidism. In Belgium, patients treated for thyroid cancers must be hospitalised and the urine is collected and stored in decay in the establishment.

3 ESTIMATION OF THE RESIDUAL ACTIVITY IN THE WASTE

The activity not administered to patients, or 20 % of the initial activity, should be situated in the solid and liquid waste resulting from the processes for preparing products intended for the patients or from administering these products to the patients, etc.

The amount of activity contained in the waste should be of the same order of magnitude as the activities discharged in the sewer network as mentioned above.

4 NUMBER OF ESTABLISHMENTS IN BELGIUM AND DISTRIBUTION OF RADIOISOTOPES

Based on the supply records, we have counted 147 establishments with a nuclear medicine department, using radioelements for “in vivo” diagnostics, 29 establishments with a radiotherapy department and 176 laboratories making “in vitro” analyses.

The laboratories are mostly found within hospital establishments, but there are also independent laboratories.

Deliveries of radioactive substances may only be made to authorised users, in possession of a licence granted by the ministry of public health. For in vivo diagnostic, there is no official register of authorised nuclear medicine departments. For radiotherapy, there is a list of the approved departments, kept and updated by the Belgian Radiotherapy and Oncology Association (Association belge de radiothérapie et d'oncologie - ABRO).

The list of the approved laboratories for clinical biology, including the “in vitro” analysis, is kept by the Scientific Public Health Institute Louis Pasteur reporting to the Health Ministry (Institut Scientifique de la Santé Publique - Louis Pasteur). For such laboratories, authorisations are granted to individuals, specialised medical doctors or pharmacists, and to the laboratories.

5 DISTRIBUTION OF THE RADIOELEMENTS

The radio elements most widely used for “in vivo” diagnosis are technetium 99 m, thallium 201, iodine 131, and gallium 67; they are found in respectively 130, 129, 128 and 125 establishments; indium 111, iodine 123 and strontium 89 are also idely used in respectively 95, 83 and 89 establishments; the other radio elements, cobalt 57, chromium 51, yttrium 90, etc. are used in less than one establishment out of two; the use of xenon 133 - in 4 establishments - and of selenium 75 - in 2 establishments - has all but disappeared. Iodine 125 is the main isotope used in clinical biology departments; it is found in all laboratories, that is 176 establishments. See Table II

6 ESTIMATION OF THE AMOUNT OF RADIOACTIVE SUBSTANCES HELD IN THE ESTABLISHMENTS

In practise, the departments spread their orders over the year depending on their needs (number of patients, type of examination) or on a subscription basis, for instance a weekly supply of new molybdenum - technetium 99m generator.

Therefore the amounts of radioactive substances actually held in the establishment - and the amounts of radioactive waste periodically generated in the establishments are an order of magnitude lower than the amounts of radioactive substances annually supplied to the establishments.

We have considered as realistic that the average activity held in the establishment correspond to the activity supplied during a period of time corresponding to about the half-life of the radio element; that is about 1/52 of the annual delivery for molybdenum-technetium generators and other isotopes with a half-life of less than 8 days such as Iodine 123, yttrium 90, indium 111, thallium 201, gallium 67, xenon 133 and iodine 131; about 1/12 for phosphorus 32, chromium 51, iron 59, iodine 125, iridium 192...

The estimated activity held by the establishment - featured in table III - will determine the class for which the establishment will have to be authorised, the extent of the measures to be implemented for storing and working with the radioactive substances, for storing waste, etc.

FIGURE I - MATERIALS AND WASTE CIRCULATION

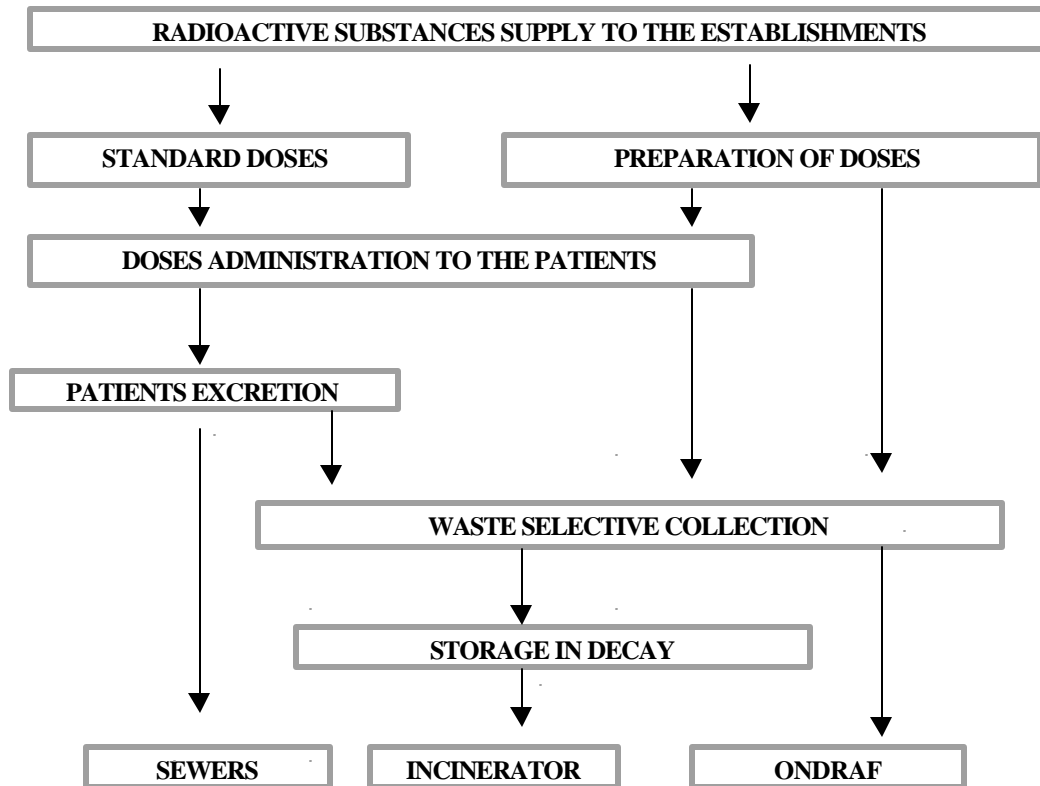


TABLE II - REPARTITION OF THE RADIOELEMENTS

Radio element	Nr. of establishments	Radio element	Nr. of establishments
Iodine 131	130	Chromium 51	54
Thallium 201	129	Yttrium 90	41
Technetium 99m	128	Krypton 81m	36
Gallium 67	125	Iridium 192	26
Indium 111	95	Phosphor 32	26
Strontium 89	89	Iodine 125	176 *
Iodine 123	83	Xenon 133	4
Cobalt 57	69		

TABLE III - TOTAL ACTIVITY HELD PER ESTABLISHMENT

Activity in GBq

Isotopes	Nuclear medicine							TOT.	Therapy
	Tc-99m	Tl-201	I-131	Ga-67	In-111	I-123	Sr-89		Ir-192
Total activity	1729	184	90	26	5	4	12	2051	216
Number establish	128	129	130	125	95	83	89	130	28
Average/ establishm	14	1,4	0,7	0,2	0,05	0,05	0,13	16	8
Activity 1st group	990	107	54	15	3	2	4	1175	132
Number establishm	37	35	36	36	32	29	31	37	18
Average 1st group	27	3	1,5	0,4	0,09	0,07	0,13	32	7
Activity 2nd group	404	55	22	6	1	1	3	493	64
Number establishm	37	37	36	34	27	23	23		6
Average 2nd group	11	1,5	0,6	0,17	0,04	0,04	0,13	13	11
Activity 3rd group	270	14	9	3	0,5	1	3	300	7
Number establishm	37	28	34	35	22	17	20		2
Average 3rd group	7	0,5	0,26	0,08	0,02	0,06	0,15	8	3
Activity 4th group	66	9	5	2	0	0	0	82	13
Number establishm	17	29	24	20	14	14	15		2
Average 4th group	4	0	0	0	0	0	0	5	7

7. CHARACTERISTICS OF RADIOACTIVE HOSPITAL WASTE

The radioactive waste, generated by the hospital sector, features particular radioactive characteristics such as low or very low activity as compared to other industrial activities and an activity distributed over large volumes, resulting in a very low specific activity. Moreover, most isotopes used in human medicine have a short to very short half-life.

Radioactive hospital waste is present as solids, liquids or gases; it is characterised by a much diversified nature and shape.

The solids include bottles, flasks, syringes and needles, test tubes, gloves, tourniquets, blotting paper, cotton props, bowls, packaging, meal residues and waste from patient rooms, etc. Bed linen and gowns worn by patients submitted to examination or treatment by means of radioisotopes should be separated to be washed in separate machines or, in case of contamination, to be stored in decay before washing.

The liquids include residues of unused mother solutions, rinsing water, sampled biological fluids (blood, etc), human excreta (urine, etc), ...

Gaseous effluents originate with particular examinations such as lung exploration or also the volatile fraction of certain isotopes used (iodine, etc.).

Certain waste include particular risks of bacterial or viral infection - such as biological fluid samples or substances that have been in contact with patients carrying germs, microbes, viruses, etc.- or toxic or chemical risks linked to organic products etc

Waste classification

Radioactive waste is classified according to various criteria, with the perspective of the ultimate processing or the selected elimination mode. These criteria may include the physical nature of the waste, but also the toxicological or chemical risk, the activity, the half-life, etc.

Classification based on the nature of the waste

The national agency - ONDRAF - has adopted a classification of the waste based on the level of activity (A,B, and C) and subsequently on the nature of the waste, with the perspective of its processing and final evacuation mode.

Category A waste corresponds to low and medium activity waste with a short half-life (less than 30 years)

Category B and C waste corresponds to medium and high activity waste, with a long half-life.

The sub-classification of Category A waste is based on:

- a) physical and chemical characteristics, including solid, combustible or compressible waste, and liquid, aqueous or organic waste;
- b) the radioactive properties: “beta-gamma” emitters, “alpha suspects ” and “alpha contaminated”
- c) the nature or the material forming the waste.

Hospital waste belongs to category A. It is situated in the very low activity fringe of the category A, so that there is an ever-increasing tendency to create for such waste a distinct category, the Very Low Activity waste. Intention exists of designing a new processing procedure that better fits the nature of such waste.

Classification of the radioelements based on the half-life.

The short half-life periods of certain radioelements enables to consider storage of the radioactive waste on site until it has decayed below the regulated levels.

Classifying and sorting the radioelements based on the half-life enables to optimise the management of the decay storage. Several schemes are adopted by the users.

As an example, we may mention the classification proposed by ACOMEN the Southern France Nuclear Medicine task force (groupement d’Action Concertée en Médecine Nucléaire du Sud de la France -) that includes the following three classes:

Category I: Very short half-life - $T < 6$ days; Tc-99m, Tl-201, Ga-67, In-111, I-123,

Category II: Short half-life - $6 \text{ days} < T < 71$ days; I-131, Sr-89, I-125, ...

Category III: Long half-life - $T > 71$ days; Co-58, Co-57, Ir-192, ...

Volumes of low activity radioactive waste

In 1994, the national agency ONDRAF recorded under category A waste, 160 tonnes combustible solid waste, 500 m³ non-combustible solid waste, etc. This includes 60 % of waste originating with the nuclear

power stations and about 15 % of waste originating with the industrial, medical and research sector (AMIRI), with the majority coming from the biomedical sector.

The survey confirms that most of the hospital establishments using radioisotopes in human medicine collect and store their waste on-site.

As first estimate the waste volumes produced and stored in decay, on site, would amount to 850 m³ or about 170 tonnes combustible solid waste, 300 m³ non-combustible solid waste and 150 m³ liquid waste.

The total volume of waste from the radioactive hospital sector could be of the same order of magnitude as the total volume of low activity waste currently processed by ONDRAF.

TABLE IV -VOLUME OF LOW ACTIVITY RADIOACTIVE WASTE

	TOTAL	AMIRI	ON SITE-STORAGE
COMBUSTIBLE SOLIDS	160 t.	13 % or 20.8 t.	170 t.
NON-COMBUSTIBLE SOLIDS	500 m ³	16 % or 80 m ³	300 m ³
LIQUIDS	30 m ³	80 % or 24 m ³	150 m ³
ANIMAL	2 t	2 t	

8. LEGAL PROVISIONS GOVERNING RADIOACTIVE SUBSTANCES AND THE MANAGEMENT OF WASTE IN BELGIUM

Utilisation of radioactive materials in general, and more particularly in human medicine, falls under legal rules, in particular under the Royal Decree of 28th February 1963 outlining General Regulation for the Protection of the Population and Workers against the danger of Ionising Radiation and subsequent amendments. It requires in Belgium special authorizations.

The Federal Nuclear Control Agency delivers the authorisations and controls the implementation of the regulation.

In the 'application for authorization' the establishment must describe the facilities, the internal organization, the staff, the activities and the means provided for insuring compliance with the legal provisions, etc.; an attached note must indicate the measures proposed for handling and evacuating radioactive waste.

Before starting operations, the establishments are subject to an inspection and approval procedure by an Approved organisation designated by the Federal Nuclear Control Agency.

In operation, the department for Physical Control (or health physics department) and the Approved Organisation ensure compliance with the regulations.

Discharge of radioactive substances exceeding the limits determined by the regulation or fixed by the exploitation licence is prohibited.

The regulation imposes to collect carefully the radioactive waste and to keep an inventory of the radioactive substances.

The national organisation for radioactive waste – ONDRAF- has been charged by the national public authority with preparing a radioactive waste control policy and implementing it.

In the context of the existing transport regulations and ONDRAF procedures, each type of waste to be sent to ONDRAF needs to be packed separately, in standard containers supplied by ONDRAF, identified by the producer and checked by an approved expert before removal.

9. MANAGEMENT OF RADIOACTIVE SUBSTANCES

One must consider on the one hand the large university/hospital complexes, which generally utilize a wide range of radio nuclides and have an extended range of applications, in human medicine but also in research laboratories and, on the other hand, the other hospitals ('general hospitals') which utilize a smaller range of radio nuclides, generally with a short half-life.

In order to face the diversity of problems to handle, the university complexes have organised their own central department for physical control. They have a central system for managing radioisotopes orders and deliveries as well as for collecting waste.

The other hospitals have generally a very simple and decentralized organisation at the level of each department of nuclear medicine or laboratory for biological analyses.

10 THE MANAGEMENT OF RADIOACTIVE WASTE IN HOSPITALS

Most isotopes used in human medicine have a short to very short half-life. This leads to a fast decrease of the radioactivity of the waste and enables, after an adequate on-site storage in decay, to declassify them and to eliminate them as usual hospital waste.

Decay storage practised by small and medium hospitals has now spread to larger hospitals and to university hospitals for short life radioisotopes.

All establishments organize selective collection of radioactive waste; the selection takes into account the nature of the waste - separating solids and liquids, special waste such as needles, microbial risk, etc - and the half-life - separating very short, short and long-lived radioisotopes.

Solid waste is collected immediately in primary packaging, plastic bags, plastic drums, cardboard box, which will be used for decay in storage rooms and later, incinerated. Liquid waste is collected in glass or plastic (polyethylene) demijohns.

Before transferring to storage, the designated person identifies the package. The practises vary from one establishment to another; indications are generally limited to the radioactive symbol (clover) and the date; the nature of the radioactive substances and the activity are rarely indicated.

After a sufficient decay time (generally about 10 half-life), the activity of short-lived radioisotopes has decreased below the limits imposed by the regulation.

Before elimination, the expert from the Physical Control Department or from the Approved Organisation carries out a final check of the package.

The waste is then processed with the rest of the hospital waste according to the provisions regulating waste from hospitals, issued by the regional government. Generally, the waste is collected by approved companies that take care of its transport, and incinerated in specially approved incinerators.

Laboratories for biological analyses utilize mostly iodine 125. Generally, the radioactive waste (liquid and solid) is stored in decay locally except for small laboratories where part of the liquid waste goes directly down the drain, in compliance with the legally imposed concentration limits.

When the establishment decides to transfer part of its waste to ONDRAF, it signs with this organisation an agreement covering the nature, the amounts, the activity of the waste, the nature and number of packages, etc

Before handing over the packages to an authorised carrier, an approved expert controls the conformity of the transport packaging and performs the checks imposed by the regulations.

11. INCONVENIENCES POINTED OUT DURING THE INVESTIGATION

In Belgium, there is no official list of authorized users in nuclear medicine. This situation does not help in controlling the deliveries or establishing correct supply statistics.

Premises utilized for waste storage are generally ordinary premises, which have not been originally designed for radioactive waste storage. The finishing, the equipment, the packing, the storing, the tidiness, etc. not always meet what could be considered ideal conditions for radioactive waste storage.

It should be noted that the requirements mentioned in the regulation (in particular the storage design) cover general objectives and give no precise criteria, leaving the door open to a large range of interpretations.

Most of the establishments do not make an inventory of the utilized radioactive substances nor of the waste that is produced, stored and finally disposed of. Lack of identification of the packaging does not facilitate proper accounting.

The control of the packing before disposal is rarely documented.

12. SUGGESTIONS FOR IMPROVING THE SITUATION

Some suggestions are being proposed in order to improve the current situation in Belgium:

- To publish the list of authorized users and establishment in nuclear medicine.
- To define more precisely the requirements for installations and storage premises.
- For each establishment to document its policy for the management of radioactive waste and to describe the means applied for reaching the objectives and evaluating the results.
- Each establishment should define the method of controlling the waste before disposal in order to ensure the compliance with the regulations.
- Each establishment has to keep an inventory of radioactive substances stored and disposed of.
- An annual report of the quantities of waste produced and disposed of should be prepared.

13 CONCLUSIONS

Detailed statutory provisions covers in Belgium the use of radioisotopes in hospitals and the waste management

The survey made in Belgium in 1998 has not found severe failure in the radioactive waste management and the implementation of the regulations. The organisation of the control by approved organisation in Belgium has played his part in the situation

However it seems necessary to correct some inconveniences that have been established and furthermore to adapt the situation to the last European Directives – Directive 29/96 Euratom, etc. Some suggestions have been proposed.

14 REFERENCES

1. List of radioisotopes supplied in the medical sector in Belgium in 1995 and 1996 (personal communication from the department for Protection against Ionizing Radiation). Ministry of public health attached to the Minister of Home Affairs.
2. Annuaire des laboratoires de biologie clinique agréés – 18/12/97 Institut scientifique de la Santé Publique – Louis Pasteur (anciennement Institut d'Hygiène et d'Epidémiologie)
3. M. Smet Leefmilieu in België nu en morgen – Status rapport 1990 Ministerie van Volksgezondheid en Leefmilieu
4. Royal Decree of February 28th 1963 - Belgian Gazette may 16th 1963 - Coordinated text (10 april 1994)
5. Royal Decree of October 2nd 1997 - Belgian Gazette of 23/10/1997 - amendment to the Royal Decree of February 28th 1963.
6. Directive 96/29/EURATOM Journal of the European Community 159 – 39th year – 29.06.96
7. ONDRAF - National Agency for Radioactive waste and Fissile Materials. Royal Decree - March 30th 1981 - amended by Royal Decree of October 16th 1991 - Belgian Gazette of 22/11/1991.
8. Management of radioactive wastes produced by users of radioactive materials AIEA – Safety Services n° 70 – 1985
9. Storage of radioactive waste IAEA – TECDOC – 653 – July 1992
10. J. BROT, A. MATHIEU, J.O. PEYRIN, H. REGIS, A. WAGNER Gestion des déchets radioactifs produits par les hôpitaux, facultés et centre de recherche (petits producteurs) Les Editions de l'ACOMEN, Lyon, 1986
11. J.O. PEYRIN La gestion des déchets radioactifs hospitaliers Revue Radioprotection – Vol. 27 N° 1 – Janvier-Mars 1992
12. R.C. GLIBERT, Ph. DARDENNE Detailed analysis of management and disposal of radioactive waste from small producers in the European Community ETNU – CT 92 – 0065
13. P. COVENS Organisatie en Beheer van vervalstokage van radioactive afval in VUB en AZVUB – June 1997
14. G. EGGERMONT and el Decay management of nuclear waste in university and hospital Communication presented at the DOE conference in Salt Lake City – USA (May 1997)
15. C. WOICHE Les déchets radioactifs en milieu hospitalier (communication privée)
16. A. SMONS, J. SALMONG Gestion des déchets radioactifs Université de Liège (juillet 1996)
17. J. PIECHOWSKI – Y. COQUIN Gestion des déchets radioactifs hospitaliers Dossier : La gestion des déchets très faiblement radioactifs
18. Annie SUGIER Application des principes de la Commission Internationale de protection radiologique (CIPR) à la gestion des déchets très faiblement radioactifs (TFA) Dossier : La gestion des déchets très faiblement radioactifs
19. F. DECAMPS Wettelijk kader en rol van NIRAS of het gebied van laag radioactive afval van ziekenhuizen
Energie en milieu N4 – July-Augustus 1995
20. J.M. DECONNINCK Gestion des déchets radioactifs du secteur AMIRIONDRAF : Internal document (personal communication)

21. A. REGIBEAU Radioactive waste management Small waste producers. A case study : universities and hospital
22. J.C. ARTUS, P. FAUROUX Les rejets atmosphériques et liquides en milieu hospitalier Radioprotection 1994 – Vol. 29 N° 4 – p 489 à 501
23. B. AUBERT Les seuils pratiques en milieu hospitalier Radioprotection 1994 - Vol. 29 N° 4 – p 503 à 516
24. H. VIDAL Les rayonnements ionisants – Applications médicales et industrielles Radioprotection 1994 - Vol. 29 N° 2 – p 213 à 229
25. S. KOK Radioactief afval afkomstig van ziekenhuizen Energie en Milieu – n° 4 – Juli-Augustus 199
26. S. KOK Radioactief afval uit de biomedisch wereld van Vlaanderen Afstudeerwerk 1993-1995. Industriële Hogeschool van het gemeenschap onderwijs – Limburg
27. Sénat de Belgique. Commission d'information et d'enquête en matière de sécurité nucléaire Rapport final et recommandations – 12 juillet 1991 – Chapitre 7 : Petits producteurs de déchets radioactifs
28. R. KIRCHMAN Résumé des exposés présentés du département de radiobiologie à Mol – 14 juin 1983 – sur le technétium et l'environnement Annales de l'Association belge de radioprotection – Volume 8 N° 3 – 3^{ème} trimestre 1983 – p 215 et suivantes
29. Commission de radioprotection – Société belge de médecine nucléaire Radiation protection in radioactive iodine therapy Journal belge de radiologie 63:39-43, 1980
30. Ministère des Affaires Sociales, de la Santé Publique et de l'Environnement Recommandations relatives aux conditions et aux critères d'hospitalisation et de sortie des patients traités au moyen de radionucléides par voie métabolique
31. F.P. CASTRONOVO et al. Iodine 131 therapy patients : radiation dose to staff Radiation protection dosimetry – Vol. 15 n° 1 pp 45-49 (1986)
32. E. KONISHI et al. Urinary excretion and external radiation dose from patients administered with radiopharmaceuticals Radiation protection dosimetry Vol. 54 n° 1 pp 61-64 (1994)
33. N. FIRUSIAN Radionuklid-Behandlung von Skelettmetastasen Der nuklearmedeziner Nr 4,2 pp 314-327 (1979)
34. W.H. BLAHD Nuclear Medicine Mc Graw-Hill
35. M. DE VISSHER et CH. BECKERS Les radio-isotopes en médecine Librairie Maloine. Paris
36. Commission of the European Communities Methods used for fixing discharge limits for radioactive effluents from nuclear installations in member states. Radiation protection n° 42 – November 1988

Résumé

La présentation a pour objectif de décrire la gestion courante des déchets radioactifs produits par le secteur médical en Belgique. Elle se base sur l'étude effectuée en 1998 à l'initiative de la Communauté Européenne et publiée sous la référence EUR 18861.

La présentation porte principalement sur la gestion des déchets résultant de l'utilisation des radioéléments sous forme non scellée dans les "hôpitaux généraux" pour le diagnostic "in vivo", pour la thérapie métabolique et les analyses de biologie clinique. La gestion des déchets résultant de la recherche biomédicale effectuée notamment dans les facultés universitaires a été traitée par d'autres intervenants.

La présentation donne une évaluation des flux de radioéléments dans le secteur médical et une description de la nature et des quantités de déchets produits par ce secteur.

Après un court rappel des obligations légales en Belgique, les dispositions adoptées dans les établissements pour la gestion des déchets sont détaillées, les inconvénients observés sont analysés et, le cas échéant, quelques suggestions sont proposées en vue d'améliorer la situation.

Samenvatting

Beheer van radioactief afval in medische instellingen.

Het huidige beheer van radioactief afval teweeggebracht in de medische sector in België wordt beschreven. Deze bijdrage is gebaseerd op een studie (EUR bericht, 18861) die op initiatief van de Europese Unie in 1998 werd uitgevoerd.

Het gebruik in algemene ziekenhuizen van niet verzegelde radionucliden ingezet voor menselijke geneeskunde om in vivo diagnoses, metabolische therapie en, in vitro, biologische analyses te verwezenlijken, wordt besproken. In grote academische ziekenhuizen, hier buiten beschouwing gelaten, wordt voor wetenschappelijk onderzoek, gebruik gemaakt van een brede waaier radioisotopen. De fluxen van radioelementen in de medische sector en de hoeveelheden en aard van de afvalstoffen worden gedetailleerd.

Jaarlijks worden zo meer dan 100 TBq gebruikt, het merendeel onder vorm van Tc 99m.

Alle ziekenhuizen organiseren het selectief ophalen van het nucleair afval met een opslag ter plaatse voor radioactief verval tot zolang dat de radioactiviteit onder de grenswaarden voor vrijgave van vloeibaar afval ligt; vaste afvalstoffen worden samen met de andere hospitaal afval verast.

De in de praktijk genoteerde moeilijkheden worden geanalyseerd en mogelijke wegen ter verbetering worden aangeduid.

RADIOACTIEF ZIEKENHUIS AFVAL: WAT DOEN WE ER MEE?

Henk A. Selling
Ministerie VROM Den Haag

Antwerpen, 13 oktober 2000

Samenvatting

In toenemende mate wordt er in het ziekenhuisbedrijf afval gegenereerd met meervoudige gevaarsaspecten. Zo zal radioactief afval afkomstig van patiënten of van proefdieren in bepaalde gevallen ook een biologisch risico inhouden. In veel gevallen betekent dit dat ook verschillende wet- en regelgeving van toepassing is voor de verwijdering en verwerking van deze afvalstoffen. Dit kan in de praktijk leiden tot complexe situaties in die zin dat de eisen die op grond van de diverse regelgeving worden gesteld soms op gespannen voet met elkaar staan.

In het artikel wordt een overzicht gegeven van de toepasselijke regelgeving in Nederland voor dergelijke afvalstoffen, waarbij in het bijzonder wordt ingegaan op verwijdering en verwerking van deze stoffen. Tenslotte wordt aandacht geschonken aan wettelijke vrijgave criteria voor de afvalstoffen alsmede aan acceptatiecriteria van de afval verwerkingsbedrijven.

Inleiding

In toenemende mate wordt er in het ziekenhuisbedrijf afval gegenereerd met meervoudige gevaarsaspecten. Zo zal radioactief afval afkomstig van patiënten of van proefdieren in bepaalde gevallen ook een biologisch risico inhouden. In veel gevallen betekent dit dat ook verschillende wet- en regelgeving van toepassing is voor de opslag, verwerking en verwijdering van deze afvalstoffen. Dit kan in de praktijk leiden tot complexe situaties in die zin dat de eisen die op grond van de diverse regelgeving worden gesteld soms op gespannen voet met elkaar staan. In het volgende wordt nader op de in Nederland toepasselijke regelgeving ingegaan en wordt een procedure voorgesteld die in vele situaties een oplossing zal bieden om het afval op verantwoorde wijze te verwijderen.

Definities afval

De definitie van afval is niet consistent: voor afvalstoffen in zijn algemeenheid geldt een andere definitie dan voor radioactief afval.

Afvalstoffen: alle stoffen, preparaten of andere produkten, waarvan de houder zich - met het oog op de verwijdering daarvan - ontdoet, voornemens is zich te ontdoen of zich moet ontdoen (tekst uit Wet Milieubeheer¹).

Radioactief afval: een stof kan als afvalstof worden aangemerkt indien voor deze stof geen gebruik of produkt - of materiaalhergebruik is voorzien en de stof niet wordt geloosd. (tekst art. 34 Bs-2000, gebaseerd op het Gezamenlijk Verdrag inzake de Veiligheid van het Beheer van Bestraalde Splijtstof en inzake de Veiligheid van het Beheer van Radioactief Afval²).

Hoewel dit verschil in definities in de praktijk geen problemen behoeft op te leveren, moet worden geconstateerd dat veelal het wettelijk regime voor afvalstoffen strenger is dan voor stoffen, en dat er in het geval dat een stof als afvalstof wordt beschouwd beperkingen kunnen gelden m.b.t. de duur en de wijze van opslag in het ziekenhuis.

Algemene principes afvalbeheer

Aan het verantwoord beheer van afvalstoffen ligt een aantal algemeen geldende principes ten grondslag. De grondgedachte is dat afval een onbedoeld nevenproduct is van technische en industriële processen, maar ook van menselijk handelen in meer algemene zin. In meerdere opzichten is het ontstaan van afval ongewenst. Hoge prioriteit wordt dan ook toegekend aan de *preventie* van afval, m.a.w. het beleid is er op gericht om processen te bevorderen die een minimum aan afvalstoffen produceren. Indien niet kan worden voorkomen dat afval ontstaat dient de mogelijkheid van *hergebruik* van het afval te worden onderzocht, waarbij de voorkeur uitgaat naar een zo hoogwaardig mogelijk hergebruik. Dit houdt onder meer in dat voorrang wordt gegeven aan *producthergebruik* boven *materiaalhergebruik*. Indien ook deze opties niet mogelijk zijn, dient het afval - zo mogelijk met energierugwinning - te worden *verbrand*. Als ook verbranden van het afval niet mogelijk is, moeten andere wijzen van verwerking, die geen schade aan het milieu veroorzaken, worden onderzocht. Als laatste, en dus minst wenselijke oplossing blijft *storten* of *lozen* van de afvalstoffen over.

Toepassing van deze principes - en met name het toegenomen hergebruik - hebben geleid tot significante reducties van de hoeveelheden gestort afval. Voor radioactief afval geldt dat ook het aanbod in tien jaar tijd zelfs ongeveer gehalveerd is.

De stoffen en de risico's daarvan

In dit artikel zullen de volgende afvalstoffen ter sprake komen:

- *Met radioactieve stoffen besmet afval*

Radioactiviteit onderscheidt zich van andere gevaarlijke stoffen door het feit dat het risico veelal uit twee componenten bestaat, nl. dat van blootstelling door inwendige besmetting (en in dit opzicht vergelijkbaar met chemische of biologische agentia) en blootstelling door uitwendige bestraling. Daarbij is inwendige besmetting met radioactiviteit meestal goed te voorkomen maar uitwendige bestraling is ook door toepassing van afschermingsmateriaal niet geheel tot nul te reduceren. Wel dient de stralingsdosis zoveel als redelijkerwijs mogelijk te worden beperkt (ALARA), terwijl individuele dosislimieten er voor zorgen dat de risico's niet onaanvaardbaar hoog worden. Er wordt bij blootstelling aan straling uitgegaan van de hypothese van een lineaire dosis-effect relatie zonder drempeldosis.

- *Gevaarlijk ziekenhuisafval*

Dit is afval afkomstig uit ziekenhuizen dat besmet is met chemicaliën dan wel met biologisch of infectueus materiaal, waardoor het risico's oplevert voor mens of milieu, indien het niet op een gecontroleerde manier wordt opgeslagen en verwijderd. Het is een groep afvalstoffen van zeer gevarieerde samenstelling, waaronder:

- ☞ menselijke anatomische resten
- ☞ proefdieren en delen daarvan
- ☞ beddingafval
- ☞ afval van besmettelijke patiënten
- ☞ afval microbiologische laboratoria
- ☞ scherpe voorwerpen
- ☞ grote hoeveelheden bloed of plasma
- ☞ cytostatica

- *Afval van genetisch gemodificeerde organismen (ggo's)*

Onder ggo's worden organismen verstaan waarvan het genetisch materiaal (DNA of RNA) is veranderd op een wijze die van nature niet mogelijk is door voortplanting of recombinatie en die het vermogen bezitten dat genetisch materiaal te vermenigvuldigen of over te dragen. In het vermogen om genetisch materiaal over te dragen en te verspreiden schuilt nu net het risico van deze organismen. Er wordt verondersteld dat genetisch materiaal alleen kan worden overgedragen door levende organismen.

- *Medicijnafval*

Volgens sommige opvattingen moet alle medicijnafval als gevaarlijk afval worden geclassificeerd omdat niet altijd duidelijk is of een medicijn gevaarlijk is of niet. De farmaceutische industrie meent dat hooguit een paar procent als gevaarlijk afval is aan te merken. Er bestaat echter op dit moment in Europees verband nog geen overeenstemming over het te volgen beleid. Er is dan ook in de praktijk weinig geregeld en er wordt in dit artikel ook niet verder op ingegaan.

Toepasselijke wet - en regelgeving.

Alle handelingen met *radioactieve stoffen*, uitgezonderd die welke te maken hebben met vervoer, en dus ook handelingen met *radioactieve afvalstoffen*, die een verbijzondering zijn van de stoffen, worden geregeld door het Besluit Stralenbescherming Kernenergiewet (BsK). Dit Besluit bepaalt ook dat men zich zonder vergunning van radioactieve afvalstoffen mag ontdoen door afgifte aan een erkende ophaaldienst. De enige tot nu toe erkende ophaaldienst in Nederland is COVRA NV in Borsele. De in het BsK opgenomen grenswaarde waarbeneden radioactief afval als niet-radioactief afval mag worden aangemerkt is thans nog 100 Bq/g. Deze vrijstellingswaarde zal na invoering van de nieuwe Euratom Basisnormen³ (Richtlijn 96/29) voor de meeste radionucliden naar beneden worden aangepast. Het Bevoegd Gezag voor radioactief afval is het Ministerie van VROM, in overeenstemming met ministeries die het mede aangaat.

Regels met betrekking tot afvalstoffen, niet zijnde radioactieve afvalstoffen, worden gesteld door de Wet Milieubeheer¹ (WM). Het onder deze wet vallende Besluit Aanwijzing Gevaarlijke Afvalstoffen⁴

(BAGA) bevat een lijst van stoffen die worden aangemerkt als gevaarlijk afval. Op korte termijn zal het BAGA vervangen worden door een overeenkomstige lijst van stoffen volgens Europese regelgeving.

Gevaarlijk ziekenhuisafval is een van de in de lijst opgenomen categorieën van gevaarlijk afval. Voor *gevaarlijk ziekenhuisafval* geldt op grond van het Besluit Stortverbod Afvalstoffen⁵ een verbod om dit afval te storten. Verbranding is daarmee de enige toegelaten verwijderingsmethode. Voor de verbranding van gevaarlijk ziekenhuisafval is een speciale verbrandingsinstallatie, de ZAVIN in Dordrecht opgericht, bedoeld voor al het Nederlandse ziekenhuisafval, met een vergunde capaciteit van 8000 ton per jaar.

Het Bevoegd Gezag met betrekking tot gevaarlijk ziekenhuisafval zijn de provincies. Het ministerie van VROM voert in een beperkt aantal gevallen een toetsing uit.

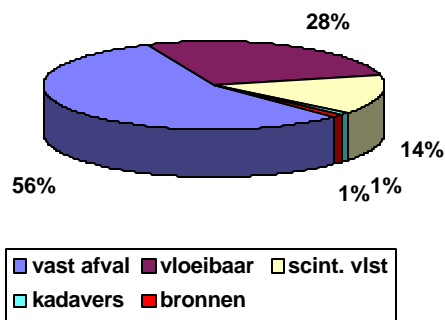
Voor *ggo-afval* ligt de zaak iets gecompliceerder. Voor *ggo's* zelf, en ook op het afval afkomstig van experimenten met *ggo's* is het Besluit Genetisch Gemodificeerde Organismen⁶ van de Wet Milieugevaarlijke Stoffen van toepassing. Aangezien bij toepassing van *ggo's* in ziekenhuizen geen sprake is van introductie in het milieu, maar van ingeperkt gebruik (waarbij principes van fysische of biologische inperking worden gehanteerd), kan voor het verrichten van handelingen met *ggo's* en voor een beschrijving van de geldende procedures in ziekenhuizen de Regeling ingeperkt gebruik *ggo's* als meest relevante deel van de regelgeving worden beschouwd. Voor de uitvoering van de *ggo*-regelgeving vormt het Ministerie van VROM het Bevoegd Gezag, soms in overeenstemming met andere departementen.

Voor de inrichtingseisen van de ruimten waarin met *ggo's* wordt gewerkt worden regels gesteld door het Inrichtingen - en Vergunningenbesluit Milieubeheer⁷ van de Wet Milieubeheer. Zoals eerder vermeld, vormen de provincies het Bevoegd Gezag met betrekking tot de Wet Milieubeheer.

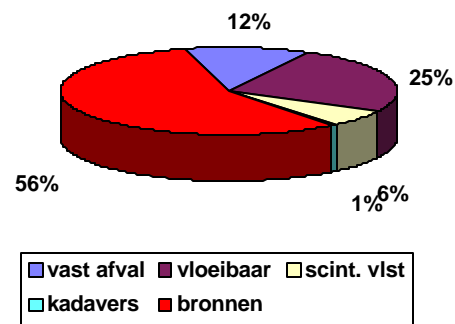
Afvalbeheer in ziekenhuizen

Radioactief afval

Toepassing van de eerder genoemde afvalbeheersprincipes op radioactief afval heeft een spectaculaire reductie van het aanbod te zien gegeven. Dit komt onder meer door een betere scheiding van het afval aan de bron, waarbij stoffen en voorwerpen die in wettelijk zin niet radioactief zijn, worden afgescheiden en behandeld als normaal bedrijfsafval. Ook heeft het toegenomen gebruik in ziekenhuizen van radionucliden met een korte halveringstijd in combinatie met het beleid om bij vergunning een lokale opslag/vervalruimte in de ziekenhuizen toe te staan, bevordert dat het afval na verloop van tijd ook weer als normaal bedrijfsafval kon worden afgevoerd. Dit afval werd dus niet meer aan COVRA aangeboden. In de praktijk wordt de grens voor het toestaan van een lokale opslag voor het laten vervallen van radionucliden getrokken bij een halveringstijd van 60 - 100 dagen. Dit komt overeen met een maximale opslagduur van het afval van ca. 2 jaar. De afvalruimte zelf dient te voldoen aan eisen van goede decontamineerbaarheid en het afval dient te zijn opgeslagen in goed afgesloten vaten. Het afval met een langere halveringstijd dient aan COVRA als radioactief afval te worden aangeboden. De in 1998 aan COVRA aangeboden hoeveelheden radioactief afval, uitgedrukt zowel in volume-eenheden als in activiteitseenheden, zijn weergegeven in Figuren 1a en b. Deze hoeveelheden hebben uitsluitend betrekking op radioactief afval afkomstig van ziekenhuizen en onderzoeksinstituten en zijn dus exclusief het afval van nucleaire inrichtingen en dat uit de procesindustrie



Figuur 1a. Volumehoeveelheden radioactief afval (totaal 75 m³)



Figuur 1b. Activiteitshoeveelheden radioactief afval (totaal 155 GBq)

Gevaarlijk ziekenhuisafval

Sommige categorieën ziekenhuisafval zijn aangewezen als gevaarlijk afval omdat ze infectueus zijn. Andere soorten afval, zoals bijvoorbeeld menselijke anatomische resten, zijn om andere redenen als gevaarlijk afval aangewezen. Er vindt dan ook geen gescheiden inzameling plaats, al het gevaarlijk ziekenhuisafval wordt verbrand. Hoewel er geen wettelijk vastgelegde bepalingen zijn over de toegestane duur van opslag in het ziekenhuis zelf, zal er gelet op de aard van het afval naar worden gestreefd om het zo snel mogelijk ter verwijdering af te voeren. In 1998 was er een totale hoeveelheid van 6000 ton specifiek ziekenhuisafval gemeld.

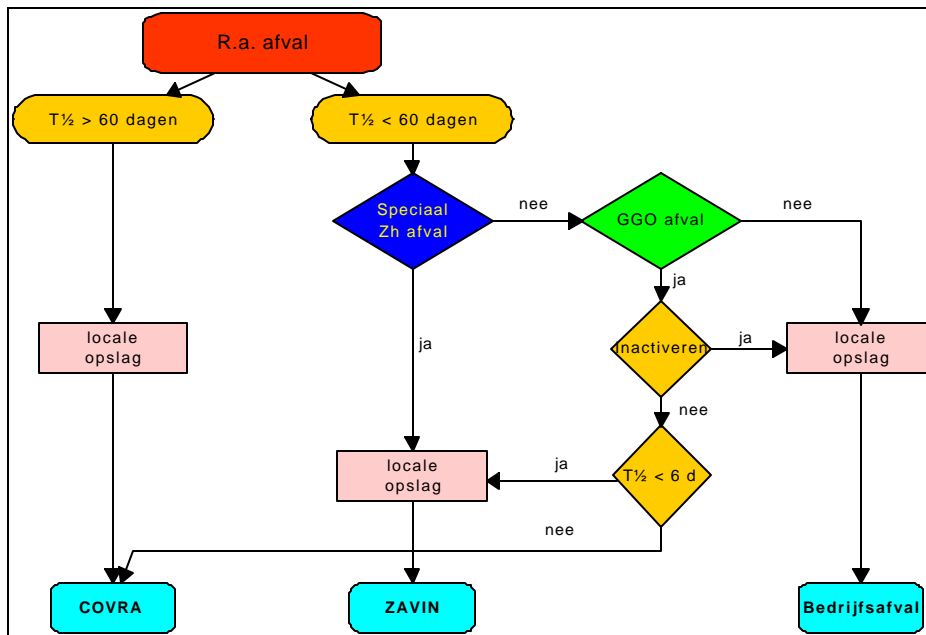
Afval van ggo's

Ggo's vormen slechts een risico voor zover ze bestaan uit levende organismen en daardoor in staat zijn zich te vermenigvuldigen dan wel genetische informatie over te dragen op andere organismen. Dit betekent dat het in principe mogelijk is om ggo afval door inactivering als normaal bedrijfsafval te verwijderen, indien er geen andere gevaarsaspecten zijn.

Als alternatief kan ggo afval ter onmiddellijke verbranding aan een verbrandingsinstallatie worden aangeboden.

In afwachting van afvoer naar een verbrandingsinstallatie mag ggo afval worden opgeslagen in daartoe geschikte ruimten en wel in afgesloten, eenmalig te sluiten vaten die ook zijn toegelaten voor het vervoer. De opslagduur van dit afval is beperkt tot een periode van maximaal 2 maanden. Kadaverafval dient bovendien bij een temperatuur van - 18° C te worden bewaard of, indien dit niet mogelijk, gedurende maximaal 1 week bij 4° C.

Afval met meervoudige gevaarsaspecten



Figuur 2. Mogelijke afvalrouting

In het algemeen zijn er aan de verwijdering van ieder van de gevaarlijke afvalstoffen die in ziekenhuizen kunnen voorkomen op basis van de daarvoor geldende wet - en regelgeving duidelijke en uitvoerbare voorschriften gesteld. Bij stapeling van gevaarsaspecten zijn er verschillende soorten regelgeving van toepassing, ieder met eigen op de specifieke gevaarsaspecten gerichte voorschriften. In sommige gevallen kunnen er onduidelijkheden ontstaan bij de bepaling van de juiste verwijderingsmethode, zeker als de diverse regelingen onderling strijdig zijn. Toch lijkt het mogelijk om een procedure op te stellen die in de meeste gevallen een verantwoorde verwijdering van deze afvalstoffen mogelijk maakt. Deze procedure is weergegeven in het stroomschema van Figuur 2. Bij het opstellen van dit schema is er rekening mee gehouden dat de Wet Milieubeheer en de Wet Milieugevaarlijke Stoffen beide een artikel bevatten dat bepaalt dat voorschriften met betrekking tot stoffen of preparaten gegeven bij of krachtens de Kernenergiewet onverlet blijven. Dit berust op de impliciete aanwezigheid van een hiërarchie in de wetgeving, waarbij verondersteld wordt dat de Kernenergiewet het strengste regime heeft. Het schema is dan ook vanuit de invalshoek van radioactief afval geconcipeerd.

Conclusies

In ziekenhuizen worden voortdurend nieuwe technieken geïntroduceerd waarbij stoffen en preparaten worden gebruikt waaraan risico's zijn verbonden voor de gezondheid van de mens of voor de kwaliteit van zijn leefomgeving. Ondanks een betere benutting van de mogelijkheden van hergebruik of van

andere nuttige toepassingen, moet een groot deel van deze stoffen en preparaten na gebruik als afval worden verwijderd. Daarnaast zijn in een ziekenhuisomgeving menselijke anatomische resten, celkweken en mogelijk infectieuze preparaten aanwezig die op een verantwoorde wijze dienen te worden afgevoerd. Al deze afvalstoffen hebben specifieke gevaarskenmerken, waarbij primair zijn onderscheiden radioactief afval, gevaarlijk ziekenhuisafval alsmede afval afkomstig van genetisch gemodificeerde organismen.

Voor de verwijdering van ieder van deze afvalstoffen bestaat separate wet- en regelgeving. Deze regels zijn echter op verschillende tijdstippen, vanuit verschillende perspectieven en rekening houdend met de specifieke risico's tot stand gekomen. Het mag dan ook geen verwondering wekken dat de voorschriften voor verwijdering tussen de diverse regelingen niet steeds consistent zijn en soms tot tegenstrijdige beslissingen leiden. Dit kan vooral een probleem vormen bij afval dat met meerdere gevaarlijke stoffen is besmet.

In dit artikel is een voorstel voor routing van ziekenhuisafval gedaan die zo veel mogelijk met de specifieke voorschriften uit de betreffende regelingen rekening houdt. De verwachting is dat het door gebruikmaking hiervan in de meeste gevallen mogelijk lijkt om ziekenhuisafval - ook dat met meerdere gevaarsaspecten - op verantwoorde wijze te verwijderen.

Geraadpleegde literatuur

1. Wet Milieubeheer, Stb 1994, nr. 80 en latere wijzigingen daarop.
2. Gezamenlijk Verdrag inzake de veiligheid van het beheer van bestraalde splijtstof en inzake de veiligheid van het beheer van radioactief afval, Tractatenblad, 63 (1997), nr. 1.
3. Richtlijn 96/29/Euratom van de Raad van 13 mei 1996 tot vaststelling van de basisnormen voor de bescherming van de gezondheid der bevolking en der werkers tegen de aan ioniserende straling verbonden gevaren.
4. Besluit aanwijzing gevaarlijke afvalstoffen, Stb 1997, nr. 663.
5. Besluit stortverbod afvalstoffen, Stb 1997, nr. 665.
6. Besluit genetisch gemodificeerde organismen Wet milieugevaarlijke stoffen, Stb. 1993, nr. 435.
7. Inrichtingen- en vergunningbesluit Milieubeheer, Stb. 1993, nr. 50.

Résumé

Que faire des déchets radioactifs des hôpitaux?

De plus en plus, les hôpitaux produisent des déchets présentant un caractère de dangerosité multiple. Ainsi les déchets radioactifs provenant de patients ou d'animaux de laboratoire peuvent aussi présenter un risque biologique. Dans de nombreux cas cela implique que des dispositions légales différentes sont d'application pour le traitement et l'élimination de ces déchets. Cela conduit dans la pratique à des situations complexes résultant des exigences contrastées de ces dispositions.

Les dispositions légales qui sont d'application aux Pays Bas pour ce type de déchets sont passées en revue, avec une attention particulière pour leur traitement et leur élimination. Enfin, on prête attention aux critères légaux de libération et aux conditions d'obtention de la licence d'exploitation des installations de traitement des déchets.

Abstract

What to do with radioactive hospital waste?

An increasing number of hospitals generate waste presenting multiple risk features. Thus, radioactive wastes from patients and laboratory animals carry in some cases also a biological risk. In many cases this means that different legal requirements are applicable when treating and eliminating them. This leads to complicate practical situations because these requirements are sometimes not compatible.

The present legal dispositions in the Netherlands for such wastes are detailed with a focus on their treatment and disposal. Finally, the legal liberation criteria applicable to wastes and the operation licensing criteria for waste treatment facilities are discussed.

VRIJGAVE: RECENTE INTERNATIONALE ONTWIKKELINGEN

Luc Baekelandt,

Departementshoofd Regelgeving en Vergunningen
Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle (FANC)
Brussel

Antwerpen, 13 oktober 2000

Samenvatting

Het concept “vrijgave” is niet zo nieuw, de term wel. Nog niet zo heel lang geleden werd voor het concept ook de term “vrijstelling” gebruikt. Het concept “vrijstelling” wordt nu enkel gebruikt in het kader van de bepaling van het toepassingsgebied van reglementeringen met betrekking tot de stralingsbescherming. In deze lezing zullen deze concepten en termen aan bod komen, met aandacht voor de verschillen in interpretaties in de diverse internationale fora (Internationale Organisatie voor Atoomenergie en Europese Unie).

Vrijstellingsgrenzen zijn vastgelegd in de basisnormen van de Europese Unie en van de IAEA. Men kan dus stellen dat daar een wereldwijde consensus over bestaat.

Dit kan evenwel niet gezegd worden van de voorstellen voor afgeleide vrijgavegrenzen, alhoewel er pogingen ondernomen worden om die consensus te bereiken. In de lezing zal over de laatste stand van zaken gerapporteerd worden.

Inleiding

Het concept “vrijgave” is niet zo nieuw; het wordt trouwens elke dag wel ergens toegepast, in vele gevallen onbewust. De term zelf is wel relatief nieuw. Nog niet zo lang geleden werd de term “vrijstelling” gebruikt.

Bij het gebruik van de term “vrijstelling” is het van belang er bij te vermelden waarvan er vrijgesteld wordt:

- in de basisnormen van de Internationale Organisatie voor Atoomenergie (IAEA) betekent het vrijstelling van de reglementering, met uitzondering van het rechtvaardigingsprincipe [1]; dit wil zeggen dat niet-gerechtigde praktijken (handelingen) niet kunnen vrijgesteld worden;
- in de basisnormen van de Europese Unie (EU) wordt bedoeld vrijstelling van melding (administratieve formaliteiten), maar niet van de andere bepalingen [2]. Hoe de naleving van die andere bepalingen, en het toezicht daarop door de bevoegde overheid, moet gebeuren, is een andere zaak. In de praktijk zullen de interpretaties van de IAEA en de EU hetzelfde betekenen;

- voor vrijstelling van materialen en voorwerpen van verdere radiologische controle wordt dan weer de term “vrijgave” gebruikt.

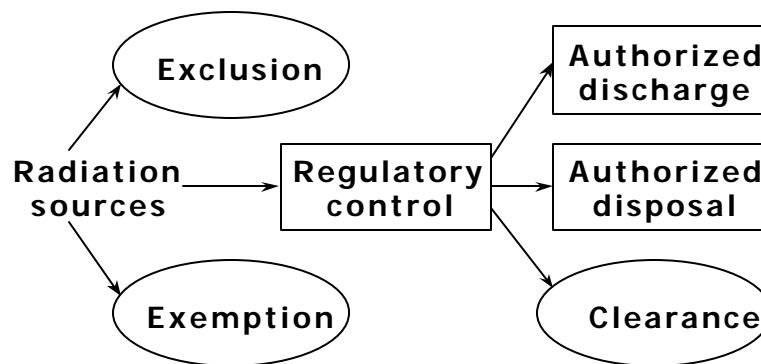
Het is dan ook niet verwonderlijk dat “vrijgave” (‘clearance’ in het Engels) vaak wordt gekoppeld aan het concept “vrijstelling” (‘exemption’ in het Engels), en men sleurt er dan stevast ook het concept “uitsluiting” bij (‘exclusion’ in het Engels).

Vrijstelling en uitsluiting zijn concepten die gebruikt worden om het toepassingsgebied van reglementeringen te omschrijven. Vrijstelling slaat dan op handelingen en de bronnen die hierbij gebruikt worden, bijvoorbeeld het gebruik van kleine ijkbronnen, waarbij de blootstellingen die er het gevolg van zijn verwaarloosbaar klein zijn.

Uitsluiting slaat op de blootstellingen die onmogelijk of nagenoeg onmogelijk via reglementaire weg onder controle te houden zijn, laat staan verlaagd kunnen worden via reglementaire weg, zoals de blootstelling aan kosmische stralingen op het aardoppervlak. De doses zijn niet noodzakelijk verwaarloosbaar zoals in het geval van vrijstelling.

De betekenis van deze drie concepten wordt geïllustreerd in de volgende figuur.

Concepts of exclusion, exemption and clearance



Radiologische criteria voor vrijstelling en vrijgave

Vrijstelling van praktijken en vrijgave van materialen en voorwerpen zijn concepten die toegepast worden wanneer die praktijken en het verder gebruik van die materialen en voorwerpen (na vrijgave) alleen zeer lage doses tot gevolg kan hebben, waarbij het een verspilling van geld en energie zou zijn om nog verdere controle te behouden om redenen van stralingsbescherming.

Er is sinds verscheidene jaren een internationale consensus over de radiologische criteria voor vrijstelling:

- de effectieve dosis waaraan een lid van de bevolking naar verwachting zal worden blootgesteld ten gevolge van de vrijgestelde handeling bedraagt 10 microsievert of minder per jaar¹, en
- hetzij de collectieve te verwachten dosis van het een jaar lang verrichten van de handeling is niet hoger dan 1 man.sievert, hetzij een beoordeling van de optimalisatie van de bescherming toont aan dat vrijstelling de beste keuze is,

en dit in alle mogelijke situaties [1] [2].

In 1988 was er nog geen sprake van “vrijgave” [3]. Toen die term enkele jaren later werd ingevoerd, was men het er vrij vlug over eens dat bij vrijgave de zelfde radiologische criteria moesten gebruikt worden. De radiologische criteria voor vrijgave kunnen dus als volgt geformuleerd worden:

- de effectieve dosis waaraan een lid van de bevolking naar verwachting zal worden blootgesteld ten gevolge van het verder gebruik van de vrijgegeven materialen en voorwerpen bedraagt 10 microsievert of minder per jaar², en
- hetzij de collectieve te verwachten dosis van het een jaar lang verder gebruiken van de materialen en voorwerpen is niet hoger dan 1 man.sievert, hetzij een beoordeling van de optimalisatie van de bescherming toont aan dat vrijgave de beste keuze is,

en dit in alle mogelijke situaties.

Die radiologische criteria zijn onmogelijk te toetsen in de praktijk, dus is omzetting nodig naar grootheden die gemakkelijker te verifiëren zijn: activiteitsconcentratie (kBq/kg) of oppervlaktebesmetting (Bq/cm²). Deze afgeleide waarden noemt men vrijstellingsniveaus, resp. vrijgaveniveaus.

Vrijstellingsniveaus

In het midden van de jaren '90 werd een internationale consensus bereikt over vrijstellingsniveaus. Men vindt ze terug in de basisnormen van de IAEA [1] en van de Europese Unie [2]. Er werd toen wel gesteld dat het concept ‘vrijstelling’ alleen maar geldt voor praktijken (handelingen) waarbij slechts relatief kleine hoeveelheden radioactieve stoffen aangewend worden (van de orde van één ton). Dit is vandaag de dag niet langer het geval. De afgeleide vrijstellingsniveaus houden dus geen rekening met scenario's waarbij grotere hoeveelheden radioactieve stoffen in het spel zijn en zijn dus ook niet geschikt voor gebruik in dergelijke situaties.

Misschien moeten er ook geen vrijstellingsniveaus berekend worden voor dergelijke situaties, maar dient naar de toename ten opzichte van de natuurlijke stralingsachtergrond gekeken te worden om te beslissen of de praktijk (handeling) al dan niet kan vrijgesteld worden van alle of van sommige reglementaire voorschriften. Die benadering zou dan misschien de discussie kunnen beslechten over de manier waarop men de concepten “vrijstelling” en “vrijgave” moet gaan toepassen voor praktijken of handelingen waar natuurlijke radionucliden (NORM) bij te pas komen.

¹ Verhoging ten opzichte van de natuurlijke stralingsachtergrond.

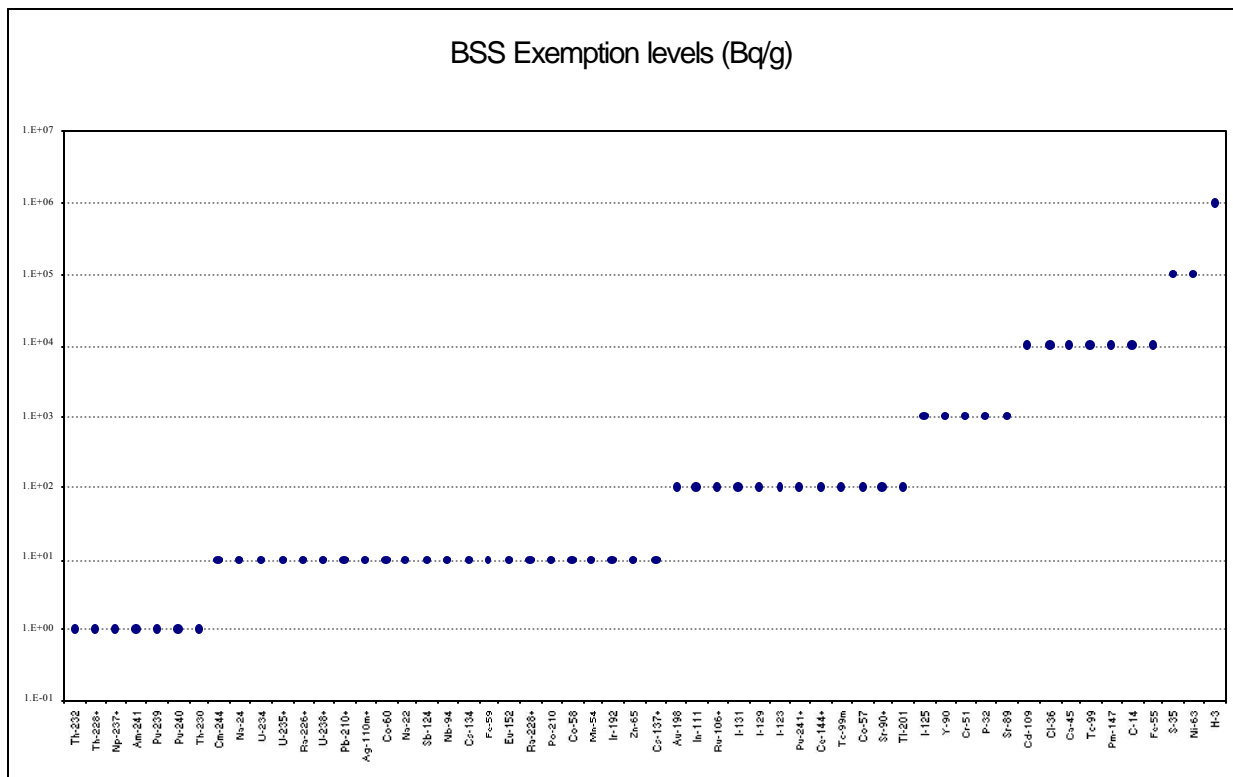
² Verhoging ten opzichte van de natuurlijke stralingsachtergrond.

Noteer hierbij dat het begrip ‘practice (praktijk)’ voor de IAEA niet de zelfde betekenis heeft als het begrip ‘handeling’ in de Europese basisnormen.

Handeling wordt in de Europese basisnormen gedefinieerd als: een menselijke verrichting die de blootstelling van personen aan straling van een kunstmatige stralingsbron, of van een natuurlijke stralingsbron waar natuurlijke radionucliden vanwege hun radioactieve splijt- of kweekeigenschappen worden of zijn verwerkt, kan doen toenemen, uitgezonderd blootstelling in een noodgeval,

terwijl de definitie van praktijk die door de IAEA gehanteerd wordt veel ruimer is en de industrietakken waar natuurlijke radionucliden aanwezig zijn, niet uitgesloten worden.

De vrijgaveniveaus voor een aantal radionucliden zijn weergegeven in de volgende figuur.



Vrijgave

Onder vrijgave wordt dus verstaan het vrijstellen van verdere radiologische controle (inclusief omgevingstoezicht) van materialen en voorwerpen uit een vergunde praktijk. Tot voor kort werd nog een onderscheid gemaakt tussen voorwaardelijke en onvoorwaardelijke vrijgave. Bij voorwaardelijke vrijgave werden de afgeleide niveaus gekoppeld aan één of andere bestemming (recyclage, verbranding, hergebruik, afvoer naar een stortplaats), terwijl er bij onvoorwaardelijke vrijgave geen uiteindelijke bestemming van de materialen en voorwerpen gepreciseerd werd.

De term ‘voorwaardelijke vrijgave’ wordt vandaag niet meer gebruikt. Eerder wordt gesproken van aanvaardingsniveaus voor toegelaten (vergunde) recyclage, verbranding, hergebruik, afvoer naar een stortplaats. De term vrijgave wordt nu gebruikt voor wat vroeger een tijd lang onvoorwaardelijke vrijgave werd genoemd.

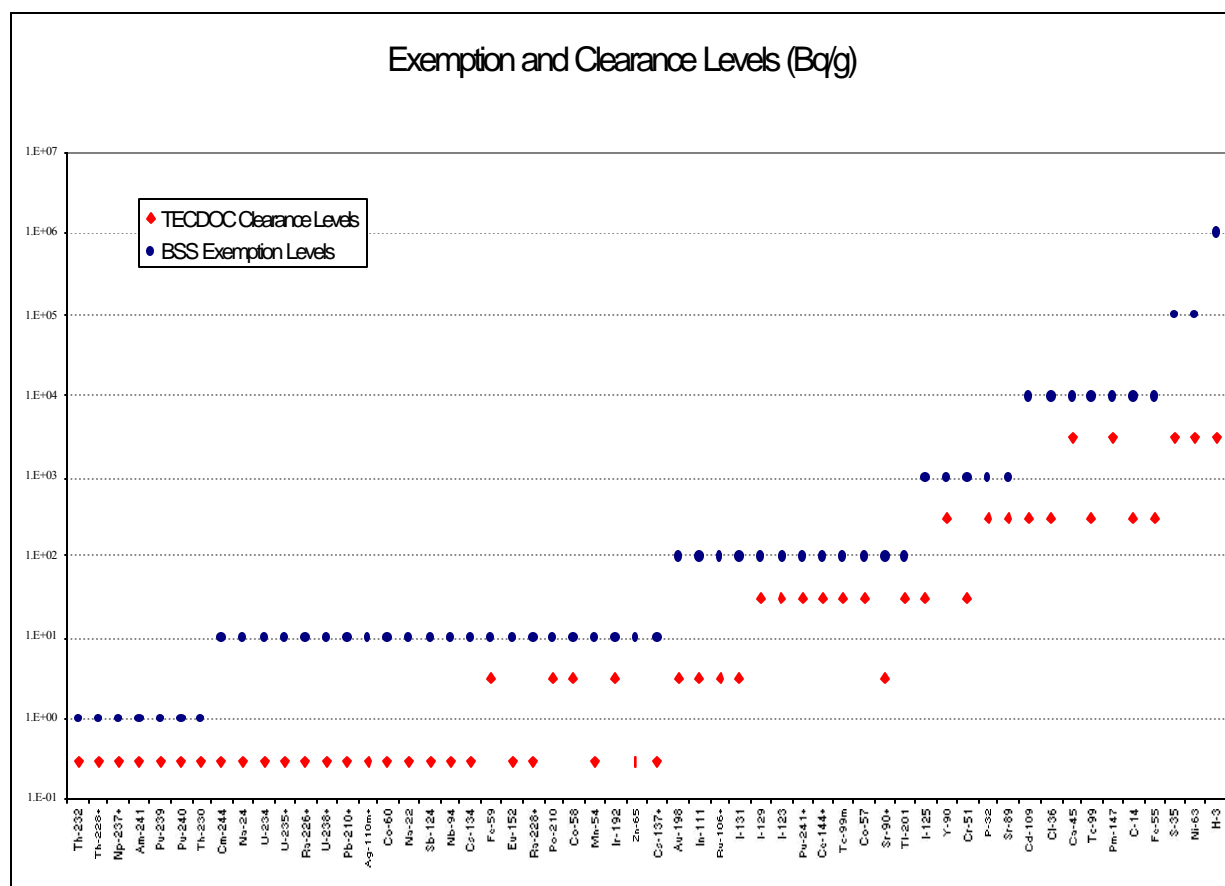
Op internationaal vlak, zelfs binnen de Europese Unie, is er geen consensus over de toepassing en de interpretatie van het concept. In sommige landen wenst men zelfs na vrijgave een vorm van naspeurbaarheid te behouden, of zelfs nog een verdere optimalisatie van de stralingsbescherming, beneden de radiologische criteria.

Vrijgaveniveaus

In de Europese basismnormen worden vrijgaveniveaus als volgt gedefinieerd: door nationale bevoegde autoriteiten vastgestelde waarden, uitgedrukt in activiteitsconcentraties en/of totale activiteit, waarbij of waaronder radioactieve stoffen of radioactieve stoffen bevattende materialen die ontstaan bij handelingen waarvoor een melding of een vergunning vereist is, van de voorschriften van deze richtlijn kunnen worden vrijgegeven.

In 1996 werden door de IAEA in TECDOC-855 vrijgaveniveaus voor vaste stoffen voorgesteld, op basis van de analyse van een groot aantal impactstudies, waarbij verschillende scenario's en blootstellingswegen in beschouwing genomen werden [4]. Die afgeleide vrijgaveniveaus waren stelselmatig lager (ongeveer een orde van grootte) dan de vrijstellingsniveaus, onder meer omdat niet alleen relatief kleine hoeveelheden materialen het voorwerp van de impactstudies uitmaakten.

De vrijstellingsniveaus uit TECDOC-855 zijn in de volgende figuur weergegeven voor een aantal



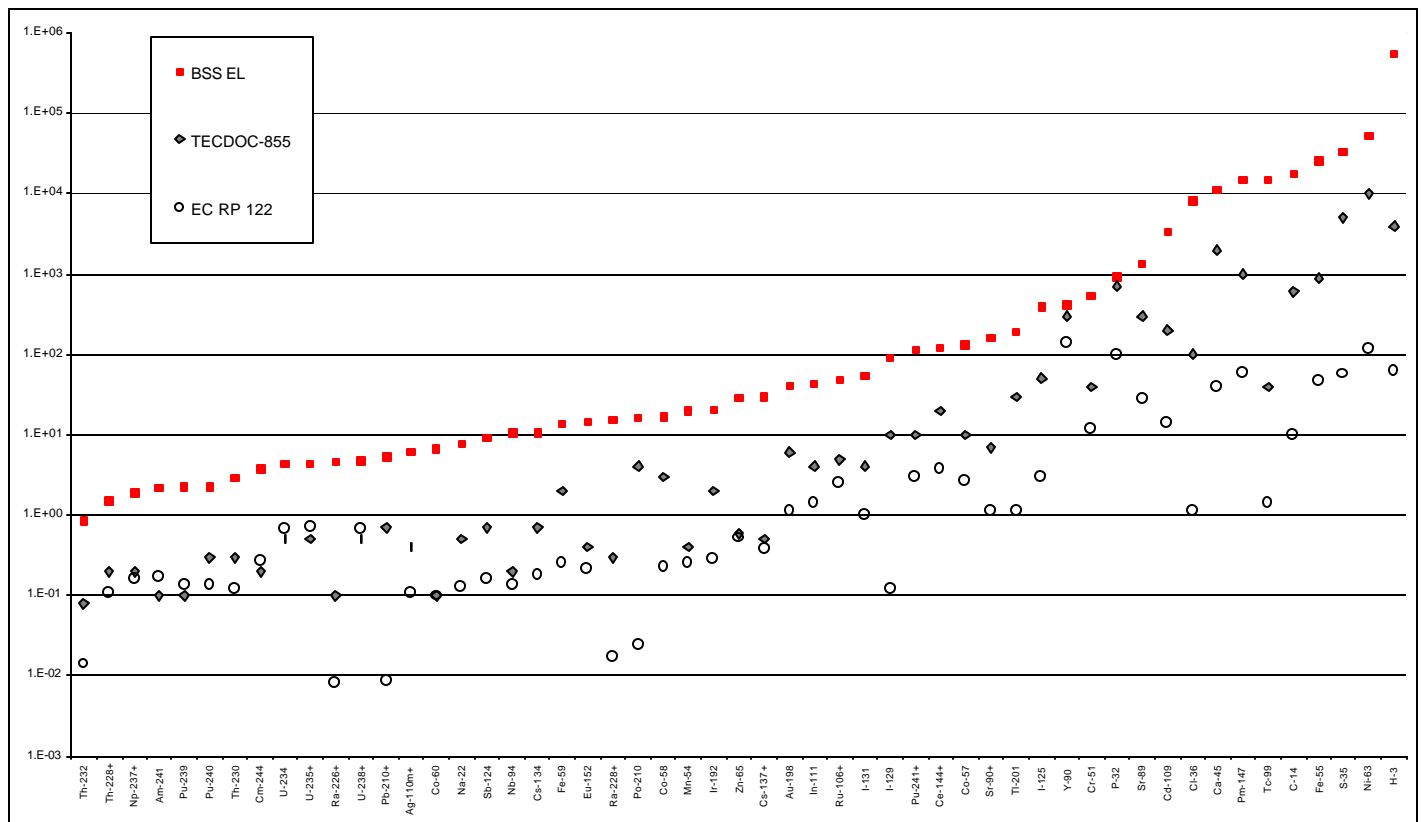
radionucliden, samen met de overeenstemmende vrijstellingsniveaus.

Enkele jaren later, in 1998, werd in TECDOC-1000 het concept vrijgave uitgebreid tot vloeibare en gasvormige lozingen, en werden vrijstellingsniveaus voorgesteld die in het bijzonder voor de bedrijven die niet tot de splijtstofcyclus behoorden, konden toegepast worden [5].

Voor vaste stoffen werd voorgesteld dat:

- voor relatief kleine hoeveelheden de vrijgaveniveaus gelijk zouden zijn aan de vrijstellingsniveaus;
- voor grotere hoeveelheden de vrijgaveniveaus gelijk zouden zijn aan een tiende van de vrijstellingsniveaus (dit wil zeggen van dezelfde grootte-orde als de niveaus uit TECDOC-855).

Op Europees vlak heeft een werkgroep bij de Commissie zich gebogen over deze problematiek en werden een aantal studies uitgevoerd, die geleid hebben, tot een reeks publicaties in de reeks 'Radiation Protection' [6] [7] [8] [9] [10] [11]. In de volgende figuur worden de vrijgaveniveaus uit IAEA-TECDOC-855 vergeleken met deze uit publicatie nr. RP 122 [11].



Hierbij dient wel opgemerkt dat in sommige van die publicaties ook vrijgaveniveaus voor oppervlaktebesmetting worden voorgesteld. Men is hier dan wel uit het oog verloren dat in de internationale reglementering voor het vervoer van radioactieve stoffen [12] vrijstellingsniveaus voor oppervlaktebesmetting vastgesteld zijn:

- 0,4 Bq/cm² voor de bèta-gamma-stralers en de alfa-stralers met lage radiotoxiciteit;
- 0,04 Bq/cm² voor de andere alfa-stralers.

Dit wil zeggen dat bij hogere besmettingsniveaus het vervoer van die voorwerpen slechts kan gebeuren mits inachtneming van de reglementen voor het vervoer van radioactieve stoffen.

Inmiddels heeft de IAEA de herziening van TECDOC-855 aangevat. Zij heeft geopteerd voor een andere benadering dan in TECDOC-855, namelijk deze van het gebruik van omvattende ('enveloping') scenario's om vrijgaveniveaus te berekenen, een benadering die ook in Europese studies werd gevolgd.

Deze omvattende scenario's zijn in feite fictieve scenario's, die gekenmerkt zijn door een reeks parameters. Die parameters zijn wel zo gekozen dat zij alle, of toch de meeste, realistische scenario's omvatten. Zij werden getoetst aan de studies die her en der in dat verband werden uitgevoerd.

De berekeningen werden uitgevoerd voor drie categorieën van materialen: metalen, beton en andere.

Het ontwerp van herziening van TECDOC-855 werd in oktober 2000 door een technisch comité bij de IAEA besproken. Het wordt nu bijgewerkt tot een ontwerp van 'Safety Guide' dat aan de vaste comités WASSC (Waste safety standards committee) en RASSC (Radiation safety standards committee) ter goedkeuring zal voorgelegd worden, waarna ook de Lidstaten de kans krijgen om hun bemerkingen kenbaar te maken. Tegen de tijd dat de berekende vrijgaveniveaus als aanbevelingen in een 'Safety Guide' zullen gepubliceerd worden, zal de Europese Commissie misschien toe zijn aan de herziening van haar aanbevelingen.

REFERENTIES

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, International Basic Safety Standards for protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation sources (IAEA Safety Series No. 115, 1996).
- [2] Council Directive 96/29/Euratom of 13 May 1996 laying down basic safety standards for the protection of the health of workers and the general public against the dangers arising from ionizing radiation (Official Journal of the European Communities L 159, 29 June 1996).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Principles for the exemption of radiation sources and practices from regulatory control (Safety Series No. 89, 1988).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Clearance Levels for Radionuclides in Solid Materials, Application of exemption principles, Interim report for comment (IAEA-TECDOC-855, 1996).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Clearance Levels of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research (IAEA-TECDOC-1000, 1998).
- [6] EUROPEAN COMMISSION, Recommended radiological protection criteria for the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations (RP 89, 1998).
- [7] EUROPEAN COMMISSION, Basis for the definition of surface contamination clearance levels for the recycling or reuse of metals arising from the dismantling of nuclear installations (RP 101, 1999).
- [8] EUROPEAN COMMISSION, Recommended radiological protection criteria for the clearance of buildings and building rubble arising from the dismantling of nuclear installations (RP 113, 2000).
- [9] EUROPEAN COMMISSION, Definition of clearance levels for the release of radioactively contaminated buildings and building rubble – Final report (RP 114, 2000).
- [10] EUROPEAN COMMISSION, Methodology and models used to calculate individual and collective doses from the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations (RP 117, 2000).
- [11] EUROPEAN COMMISSION, Practical use of the concepts of clearance and exemption, part I – Guidance on general clearance levels for practices (RP 122, 2000).
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulations for the safe transport of radioactive material, 1996 Edition (IAEA ST-1, 1996).

Résumé

Le concept “libération” existe depuis longtemps, tandis que le terme est relativement récent. Il n’y a pas longtemps, le terme “exemption” était encore utilisé pour désigner le concept. A l’heure actuelle, le concept “exemption” est utilisé dans le cadre de la définition du champs d’application de réglementations en matière de radioprotection. Le présent exposé traitera de ces concepts et de la terminologie, indiquant les divergences d’interprétation dans les instances internationales (Organisation Internationale de l’Energie atomique et l’Union européenne).

Des niveaux d’exemption ont été définis dans les normes de base de l’Union européenne et de l’AIEA. Il y a donc un consensus international à ce sujet.

D’autre part, il n’y a pas de consensus international en ce qui concerne les propositions de niveaux de libération dérivés, bien que des efforts aient été entrepris dans ce domaine. L’exposé fera état de situation en la matière.

Abstract

Clearance is not really a new concept, although the term is. Not so long ago, the term “exemption” was used for that concept. Today, the exemption concept is used only to define the scope of the regulations dealing with radiation protection. This paper deals with these concepts and terms, drawing the attention to the divergencies with respect to the interpretation in the various international fora (International Atomic Energy Agency and European Union).

The same exemption levels have been set for the IAEA and the EU Basic Safety Standards. It can be said that there is an international consensus in this respect.

However, this cannot be said with respect to the derived clearance levels, although efforts are underway to achieve such consensus. This paper reports on the state of affairs in this respect.

NIRAS: HET BEHEER VAN RADIOACTIEF AFVAL UIT DE BIOMEDISCHE SECTOR

Nicolas Lardot

NIRAS – Proces Ophalen – Kunstlaan 14, 1210 Brussel

Antwerpen, 13 oktober 2000

Samenvatting:

NIRAS beheert voornamelijk de langlevende isotopen van het afval afkomstig van de biomedische wereld. De eerste stap van dit beheer is de inventarisatie; daarna volgen de aanvaarding van het afval, de ophaling, de verwerking en conditionering en tot slot de opslag en berging van het geconditioneerde afval. De kostprijs van enkele typische afvalstromen van de biomedische sector worden meer in detail toegelicht.

De uitdagingen voor NIRAS en de producenten van het afval zijn

- a) de radiologische karakterisering van het afval (van essentieel belang voor de berging);
- b) het stabiliseren van de kostprijs, die in een spiraal zit van dalende volumes gekoppeld aan een groot aandeel (80%) van vaste kosten.

1. Inleiding

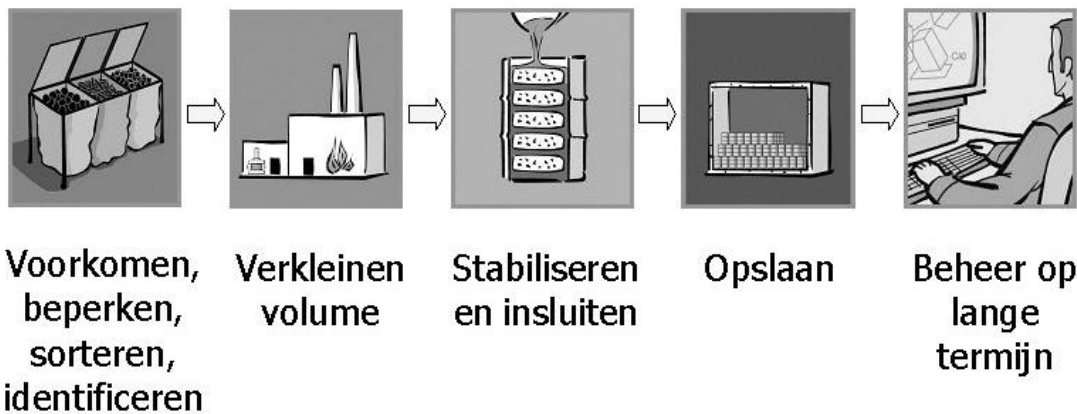
NIRAS staat voor 'Nationale Instelling voor Radioactief Afval en verrijkte Splijtstoffen'. Ze werd opgericht bij de wet van 8 augustus 1980 en heeft als voornaamste opdracht het beheer van al het radioactieve afval dat op Belgisch grondgebied wordt voortgebracht. De Instelling heeft een openbaar statuut, wat haar verplicht de veiligheid van de bevolking en de bescherming van het leefmilieu in alle omstandigheden en zonder winstoogmerk te waarborgen.

NIRAS heeft dus door haar wettelijk vastgelegde opdrachten een monopolie, maar wordt tegelijkertijd verplicht om tegen **kostprijs** te werken. Voor haar financiering dient de instelling trouwens alle kosten te verdelen onder de producenten van het afval, en dit op basis van objectieve criteria.

2. Het beheer van radioactief afval

Wat het radioactieve afval van de biomedische wereld betreft, omvatten de **bevoegdheden** van NIRAS volgende activiteiten:

- het inventariseren van het afval;
- het ophalen van het afval bij de producenten en het vervoer van het opgehaalde afval naar een verwerkingscentrum;
- de verwerking en conditionering;
- de opslag en de toekomstige berging van het geconditioneerde afval;
- het bepalen en doen uitvoeren van onderzoeksprogramma's die nodig zijn voor het beheer op lange termijn.



Figuur 1: het beheer van radioactief afval

Om haar opdracht te vervullen, werkt NIRAS nauw samen met gespecialiseerde **partners**, waaronder:

- Transnubel en Transrad: transport;
- Belgoprocess (Dessel): verwerking en conditionering, evenals ontmanteling;
- IRE (Fleurus): ontmanteling van radioactieve bronnen;
- UCL (Louvain-La-Neuve) en ULG (Luik): regionale centra voor vervalopslag van biomedisch afval;
- ESV-Praclay en SCK (Mol): R&D.

Er dient te worden opgemerkt dat volgende bevoegdheden **geen opdrachten** van NIRAS zijn:

- fysische controle: dit is de bevoegdheid van de producent of van een erkende controle-instelling waarmee de producent samenwerkt, zoals AV-Nucleair, Controlatom of Technitest;
- veiligheidsautoriteit: dit is de rol van het Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle (FANC).

Het opstellen van een **nationale inventaris van het nucleair passief**, is een relatief recente opdracht van NIRAS. Het doel van deze inventaris bestaat onder meer in het repertoriëren van alle installaties die radioactieve stoffen bevatten. Momenteel bestaat dit repertorium uit 10 inrichtingen van klasse I, 600 inrichtingen van klasse II en ongeveer 8.800 inrichtingen van klasse III. Het is gebaseerd op de zowat 25.000 vergunningen uitgereikt door de bevoegde overheden.

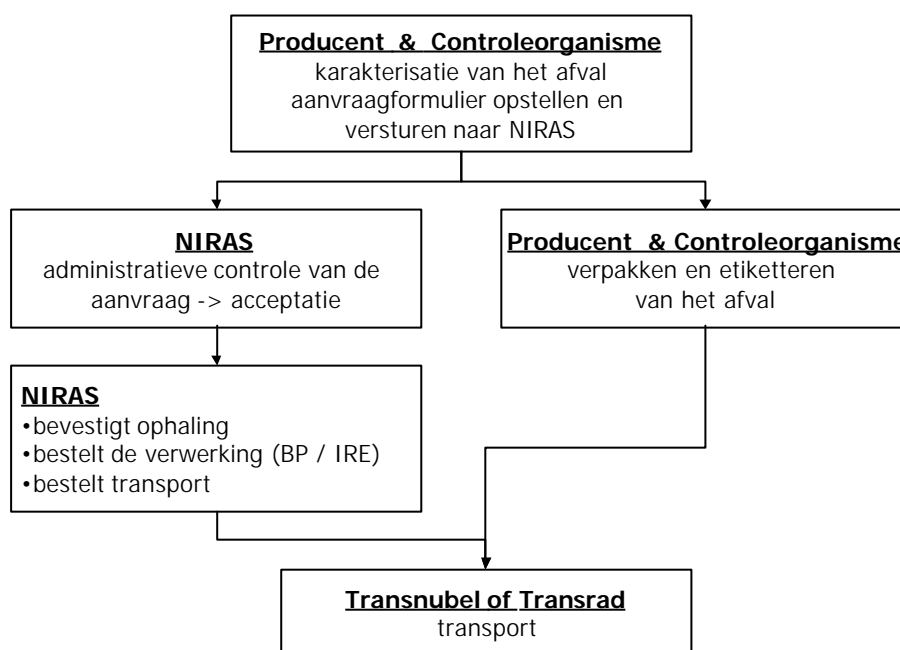
Om de inventaris op te maken, dient NIRAS over volgende inlichtingen te beschikken:

- de hoeveelheid en de aard van het opgeslagen radioactieve afval bij de producent;
- de omvang van de te ontmantelen installaties;
- de kosten die hiermee gepaard zullen gaan;
- de bestaande voorzieningen of voorzieningsmechanismen.

3. De ophalingsprocedure voor radioactief afval

De producent die zijn afval door NIRAS wenst te laten afvoeren, moet er in de eerste plaats voor zorgen dat het afval radiologisch gekarakteriseerd is. Op de ophalingsformulieren staat een lijst van relevante radionucliden waarvoor de respectievelijke activiteiten dienen te worden ingevuld.

De externe controle-instellingen kunnen de occasionele producenten helpen bij het doorlopen van de procedure, aangezien zij een goede kennis hebben van de procedures, specificaties en formaliteiten met betrekking tot de overdracht van het afval.



Figuur 2: de ophalingsprocedure voor radioactief afval

4. Indicatieve kostprijzen

Hieronder volgen enkele voorbeelden van kostprijzen voor de verwijdering van radioactieve bronnen uit de biomedische wereld. Deze prijzen schommelen naargelang van de hoeveelheid afval en andere technische parameters.

4.1. Indicatieve kostprijs voor het verwijderen van een ^{60}Co -radiotherapiebron

Demonteren van de bron en karakterisering (op de site van de producent)	20 kEUR
Transport (incl. huur transportcontainer)	6 à 10 kEUR
Conditionering	7 kEUR
Provisie opslag geconditioneerd afval	3 kEUR
Provisie berging geconditioneerd afval	6 kEUR
Totaal	42 à 46 kEUR

Het demonteren en karakteriseren van de bron behoort tot de verantwoordelijkheid van de producent, maar werd hier toegevoegd om een vollediger beeld van de kostprijs te geven.

De variatie van de kostprijs van het transport hangt af van de mogelijkheid om meerdere ophalingen van verschillende producenten te combineren. Voor dit type van transport moet men immers een transportcontainer uit het buitenland huren.

4.2. Indicatieve kostprijs voor het verwijderen van ^{226}Ra -bronnen (38 bronnen – 255 mg)

Transport	0,5 kEUR
Receptie en opslag	3 kEUR
Provisie voor latere behandeling (installatie is in projectfase)	8 kEUR
Provisie opslag geconditioneerd afval	0,5 kEUR
Provisie berging geconditioneerd afval	<u>0,6 kEUR</u>
Totaal	13 kEUR
Gemiddelde per mg ^{226}Ra	50 EUR

De gemiddelde prijs voor het verwijderen van deze bronnen ligt dus rond 50 EUR per mg ^{226}Ra . Indien men echter slechts 1 bron zou afvoeren, zou de vaste kostprijs voor het transport veel zwaarder doorwegen! In dergelijke gevallen probeert men het transport te combineren met andere producenten uit de regio, maar dit is niet altijd mogelijk.

4.3. Indicatieve kostprijs voor het verwijderen van ^{90}Sr - ^{137}Cs - en ^{192}Ir -bronnen

Transport	0,1 à 0,5 kEUR
Ontmanteling	0,2 kEUR
Provisie opslag en berging geconditioneerd afval	0,1 kEUR
	<hr/>
Totaal	0,4 à 0,8 kEUR

5. Uitdagingen voor de toekomst

5.1. Radiologische karakterisering van het afval

Het welslagen van de toekomstige **berging** van radioactief afval hangt in grote mate af van de beschikbaarheid van radiologische gegevens over het geconditioneerd afval. Het hoeft geen betoog dat de kwaliteit van deze radiologische karakterisering op haar beurt afhankelijk is van een toereikende karakterisering van het betrokken niet-geconditioneerde afval.

Dit veronderstelt een eerste theoretisch aspect: namelijk het bestaan van een door de producent opgestelde **methodologie**, die de uitgevoerde metingen en berekeningen beschrijft, alsook de herkomst van de gebruikte gegevens. Daarna wordt de methodologie vertaald in een **procedure** voor routinematig gebruik en komt men

uiteindelijk tot de identificatie van de isotopen en hun respectievelijke activiteitsconcentraties.

In de praktijk stellen we volgende problemen vast:

- Iedere bijkomende inspanning met betrekking tot de karakterisering van afval kost tijd en geld. Voor een weinig nobel product als afval vergt dit enige overtuigingskracht.
- Het is niet evident om gegevens te verzamelen bij een **gedecentraliseerde productie** van afval (verschillende labo's in verschillende diensten...). Het is nochtans op de plaats van productie dat doorgaans de meest pertinente gegevens gegenereerd kunnen worden.
- **Investerings** in performante meetapparatuur vallen dikwijls buiten de financiële reikwijdte van kleinere producenten van radioactief afval. **Regionale centra** voor het verzamelen en beheren van radioactief afval met korte halveringstijd uit de biomedische sector zouden hier enig soelaas kunnen brengen.

5.2. Stabiliseren van de kostprijs

Het aandeel van de **vaste kosten** in de infrastructuur voor verwerking en conditionering van afval bedraagt ongeveer 80% of 12 MEUR op jaarbasis¹. Dit heeft als gevolg dat de tarieven heel gevoelig zijn voor volumedalingen in het totale programma. Gezien het niveau van de tarieven, leveren alle producenten belangrijke inspanningen om hun individuele stroom afval te doen dalen, met nog hogere tarieven als gevolg in de volgende periode²!

Men zou een voor het afval uit de biomedische sector kunnen streven naar een aparte **tariefstructuur** die meer rekening houdt met de specifieke kenmerken (zoals activiteitsniveau) van dit afval. Aangezien de eenheidskostprijs niet fundamenteel verandert, blijft dit economisch gezien een kunstmatige ingreep, die als voornaamste gevolg heeft dat de vaste kosten bij de andere producenten gaan stijgen³. Dit is geen evidente onderhandelingspositie.

¹ Hierin zijn voor 7 MEUR afschrijvingen en financiële lasten begrepen.

² Voor de producenten van de biomedische sector zijn de tarieven stabiel gehouden in de laatste zes jaar. Het resulterende deficit werd opgevangen door Electrabel. Gezien de liberalisering van haar markt kan dit bedrijf dit echter niet meer bekostigen.

³ Het beeld van de communicerende vaten is hier toepasselijk: als men de druk verhoogt in één vat, stijgt het niveau in het andere vat.

Referenties:

- F. DECAMPS, *Wettelijk kader en rol van NIRAS op het gebied van laagradioactief afval van ziekenhuizen*, in: *Energie&Milieu*, juli/augustus 1995, p.171-174
- Ch. COSEMANS, *Radiologische karakterisering van het referentievolume geconditioneerd afval*, in: NIRAS doc. VTC/1-98/7

Résumé

La Gestion par l'ONDRAF des déchets provenant du secteur biomédical

L'ONDRAF s'occupe surtout des déchets à longue demi vie en provenance du secteur biomédical.

La première étape de cette gestion consiste à établir un inventaire; puis suivent l'acceptation, la collecte, le traitement, le conditionnement et, enfin, le stockage temporaire et final des déchets conditionnés. Le délai (des décennies) qui s'écoule entre la première et la dernière étape pose deux problèmes: la continuité des informations concernant les déchets et le financement de la gestion.

La solution la plus efficace se situe probablement en amont, c.a.d., la création d'un inventaire unique centralisé pour toute la Belgique et l'instauration d'un système de provisions à l'achat (de p.e., des sources de radiothérapie).

Les scénarios techniques et les coûts de quelques flux de déchets sont traités plus en détail.

Abstract

NIRAS-ONDRAF management of radioactive waste from the bio-medical world.

NIRAS-ONDRAF performs mainly the management of the long-lived waste from the bio-medical world. The initial step is one of establishing the stocks, followed by acceptance, collection, treatment and conditioning and the storage and final disposal of the conditioned items. The time lag between the first and last steps is so long (decades) that it gives rise to two problems: maintain the continuity of knowledge about the waste and the financing of the management costs. The solution is probably to be found upstream: Keep a central inventory record for whole Belgium and set up a cost provision system at the time of acquisition of equipment such as radiotherapy sources.

The technical plans of action and the associated costs for some waste fluxes are discussed in detail.

Deelnemers uit België

Baekelandt, Luc
FANC
Ravenstein straat 36
B-1000 Brussel

Baeyens, Luc
EPBB Securex
Verenigde Natielaan 1
B-9000 Gent

Bare, Henri
OCMW Antwerpen
Lange Gasthuisstraat 32
B-2000 Antwerpen

Blommaert, Walter
Belgoproces
Gravenstraat 73
B- 2480 Dessel

Bruggeman, Michel
SCK-CEN
Boeretang 200
B-2400 Mol

Cottens, Erik
DBIS
Ravensteinstraat 36
B-1000 Brussel

Covens, Peter
VUB
Laarbeeklaan 103
B-1090 Brussel

De Geest, Ellen
Controlatom
Koninglaan 157
B-1190 Brussel

Delhove, Jean
BVS-ABR
Av. Malmaison 49
B-1410 Waterloo

Dewilde, Peter
Intermedicale
Le Corbusierlaan 1
B-2050 Antwerpen

Dresselaers, Rudi
Belgoproces N.V.
Gravenstraat 73
B-2480 Dessel

Drymael, Henri
AVN
Rue du Repos 11
B-1180 Bruxelles

Eggermont, Gilbert
SCK en VUB
Soenenpark 39
B-9051 Gent

Franchois, Hedwig
Kabinet Binnenlandse Zaken
Koningsstraat 60-62
B-1000 Brussel

Genicot, Jean-Louis
SCK-CEN
Boeretang 200
B-2400 Mol

Gysbrechts, Sally
St Elizabeth Ziekenhuis
Rubensstraat 166
B-2300 Turnhout

Jadoul, Ludo
DBIS
Gouv. Verwilghensingel 75
B-3500 Hasselt

Janssens, Herwig
Hogeschool Limburg
Apollostraat 9/1
B-2600 Berchem

Lardot, Nicolas
NIRAS
Kunstlaan 14
B-1210 Brussel

Meert, Daniel
Canberra Packard N.V.
Pontbeeklaan 57
B-1731 Zellik

Meirlaen, Isabelle
Univ. Gent - Fysische Contrôle
Proeftuinstraat 86
B-9000 Gent

Minon, Jean-Paul
NIRAS
Kunstlaan 14
B-1210 Brussel

Monsieurs, Myriam
Nuc. Geneeskunde UZ Gent
De Pintenlaan 185
B-9000 Gent

Paridaens, Johan
SCK-CEN
Boeretang 200
B-2400 Mol

Persyn, Koen
Controlatom
Koninglaan 157
B-1190 Brussel

Polak, Andrzej
Landre - Intechmij
Leuvensesteenweg 250 A
B-1820 Vilvoorde

Poté, Joanna
BVS-ABR
Wilgengaarde 8
B-1702 Groot Bijgaarde

Reusens, Peter
Landre - Intechmij
Leuvensesteenweg 250 A
B-1820 Vilvoorde

Rotty
Canberra Packard N.V.
Pontbeeklaan 57
B-1731 Zellik

Simenon, Ronny
Vinçotte Nucleaire
Av. du Roi 157
B-1190 Bruxelles

Smet, Dirk
BGD OCMW Antwerpen
Jan Romeostraat 38
B-2100 Deurne

Sonck, Michel
VUB
Laarbeeklaan 103
B-1090 Brussel

Stiévenart, Claire
BVS-ABR
Av. A. Huysmans 206 B 10
B-1050 Bruxelles

Van Bladel, Lodewijk
DBIS
Ravenstein straat 36
B-1000 Brussel

Van Dam, Jan
KU Leuven
de Croylaan 58
B-3001 Heverlee

Van der Stricht, Etienne
ABR-BVS
Domaine de Brameshof 27
L-8290 Kehlen

Van Eijkeren, Marc
UZ Gent
Boswilddreef 7
B-9940 Ertvelde

Van Hullenbusch, Kim
Sint Elisabeth Ziekenhuis
Rubensstraat 166
B-2300 Turnhout

Vandenbranden, Saskia
VUB
Laarbeeklaan 103
B-1090 Brussel

Vandorpe, Marc
Tecnubel
Gravenstraat 73
B-2480 Dessel

Vanmarcke, Hans
SCK-CEN
Boeretang 200
B-2400 Mol

Vanregemorter, Joris
AZ-Middelheim - OCMW Antwerpen
Delinstraat 5
B-2060 Antwerpen

Verbeek, Chris
IDEWE
Interleuvenlaan 58
B-3001 Heverlee

Vreys, Herman
DBIS p/q FANC
Ravenstein straat 36
B-1000 Brussel

Wille, Christiaan
Ziekenhuis Henri Serruys
Nieuwlandstraat 34
B-8400 Oostende