

ISSN - 0250 - 5010

ANNALEN  
VAN  
DE BELGISCHE VERENIGING  
VOOR  
STRALINGSBESCHERMING

---

---

VOL. 28, N°3, 2003,

4e trim. 2003

**Ontmanteling en Stralingsbescherming**  
**Démantèlement et Radioprotection**

Driemaandelijkse periodiek  
2400 MOL 1

Périodique trimestriel  
2400 MOL 1

---

---

ANNALES  
DE  
L'ASSOCIATION BELGE  
DE  
RADIOPROTECTION

Hoofdredacteur

Mr C. Steinkuhler  
Rue de la Station 15  
B- 1325 Longueville

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 verantwoorde-  
lijkheid 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.

Ce numéro contient les textes d'exposés présentés lors de la réunion organisée par l'Association belge de Radioprotection à Bruxelles, le 14 mai 2003.

Dit nummer bevat de teksten van de uiteenzettingen ter gelegenheid van de vergadering van de Belgische Vereniging voor Stralingsbescherming in Brussel, op 14 mei 2003.

## **Ontmanteling en Stralingsbescherming Démantèlement et Radioprotection**

### **SOMMAIRE**

### **INHOUD**

Ontmanteling in België : Reglementaire aspecten F. VAN WONTERGHEM, T. MALDAGUE, W. BLOMMAERT, L. BAEKELANDT	5
De wettelijke opdrachten van NIRAS inzake ontmanteling en de inventaris van mogelijke nucleaire passieva voor nucleaire installaties en sites op Belgisch grondgebied die radioactieve stoffen bevatten M. BRAECKEVELDT, C. COSEMANS	13
Requirements in the EU basic safety standards relating to decommissioning and clearance JANSSENS, EC	27
Dose assessment and dose optimisation in decommissioning using VISIPLAN 3D ALARA planning tool F. VERMEERSCH	33
Overview of different available decontamination techniques I. VANSTRAELEN, A.C. DETIEGE, M.VANDORPE	40
Saneringen op en rond de bedrijfsterreinen van Umicore in Olen L. DE RIDDER	51
Remplacement des générateurs de vapeur dans les centrales nucléaires belges. Dosimétries des chantiers « RGV » L. VERMEULEN, J.P. WOUTERS	60
The Belgoprocess strategy in decommissioning and decontamination L. TEUNCKENS, P. LEWANDOWSKI, R. WALTHÉRY, B. OOMS	78

Démantèlement et gestion globale des risques P. DEBOODT	86
Decommissioning projects of the Institute for Reference Materials and Measurements L. PEETERS, P. KOCKEROLS	99
Decommissioning of accelerators: a study on identification of nuclear waste A. HERMANNE	110
Liste des participants Deelnemerslijst	131

## **ONTMANTELING IN BELGIË: REGLEMENTAIRE ASPECTEN**

**F. Van Wonterghem - T. Maldague – W. Blommaert– L. Baekelandt**

Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle

Ravensteinstraat 36 1000 Brussel

### **Samenvatting**

Sinds de inwerkingtreding van het nieuwe ARBIS (KB van 20 juli 2001) maakt de ontmanteling van nucleaire installaties van inrichtingen van klasse I (en sommige van klasse II) het voorwerp uit van een ontmantelingsvergunning. Deze presentatie zal de volgende onderwerpen behandelen:

- Wettelijk kader van ontmanteling in België
- Definitie van ontmanteling in Belgische reglementering
- Stopzetting van activiteit (artikel 17.1)
- Ontmantelingsvergunning
  - Doelgroep: inrichtingen van klasse I en II
  - Inhoud ontmantelingsaanvraag (artikel 17.2): veiligheidsdossier en MER
  - Procedure ontmantelingsvergunning (artikel 6 en 7): wetenschappelijke raad, publieke en/of internationale raadpleging, ...
- Vrijgave van radioactieve afvalstoffen (artikel 18 en 35): vrijgaveniveaus, samenwerkingsakkoorden met gewesten,...

### **1. Wettelijke kader voor ontmanteling in België**

Door de wet van 15 april 1994 betreffende de bescherming van de bevolking en van het leefmilieu tegen de uit ioniserende stralingen voortspruitende gevaren en betreffende het Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle werd het Agentschap opgericht. Het Agentschap heeft als opdracht er over te waken dat de bevolking en het leefmilieu op een efficiënte manier beschermd worden tegen de gevaren van ioniserende stralingen.

In het uitvoeringsbesluit van bovenstaande wet (het ARBIS [1]) werd rekening gehouden met ondermeer de Basic Safety Standards (1996/29/Euratom) en een aantal verplichtingen inzake milieueffectbeoordeling [6,7].

Het ARBIS bevat in artikel 17 een aantal bepalingen in verband met de eindfase van de uitbating van een installatie (stopzetting, ontmanteling en vrijgave van resulterend afval) die het onderwerp van deze presentatie zal uitmaken.

### **2. Definitie van ontmanteling**

De definitie van ontmanteling zoals opgenomen in het ARBIS is als volgt:

“geheel van administratieve en technische verrichtingen en werkzaamheden die noodzakelijk zijn voor of die leiden tot de stopzetting van de uitbating van een installatie en om deze in een veilige toestand te brengen voor de werkers, de bevolking en het leefmilieu”

Enkel indien de uitbating van de (nucleaire) installatie volledig stopgezet wordt, kan men dus spreken van ontmanteling. In andere gevallen, als bijvoorbeeld een component van een

installatie vervangen en de uitbating gewoon doorgaat, is er geen sprake van ontmanteling in de reglementaire zin. In dit laatste geval kan wel de gewone oprichtings- en exploitatievergunning aangepast worden rekening houdende met de nieuwe situatie.

In de meeste gevallen kunnen vier opeenvolgende fases onderscheiden worden in het ontmantelingsproces:

- Stopzetting van de nucleaire activiteit
- Operationele stand-by: installatie wordt tijdelijk stilgelegd, kan direct weer opgestart worden.
- Niet operationele stand-by: ingrijpende werken zijn nodig om opnieuw op te starten.
- Ontmanteling

De eerste twee fases (stopzetting en operationele stand-by) zijn steeds afgedekt door de bestaande oprichtings- en exploitatievergunning. Pas als de stap gezet zal worden naar niet-operationele stand-by (en later ontmanteling zelf) dient er aan de reglementaire vereisten inzake ontmanteling voldaan te worden.

### **3. Stopzetting van activiteit (Artikel 17.1 ARBIS)**

De stopzetting van de activiteit gaat vooraf aan de eigenlijke ontmanteling.

Artikel 17.1 van het ARBIS zegt duidelijk dat elke stopzetting van één of meerdere activiteiten van een inrichting van klasse I, II, III of van een vergunde beroepsactiviteit waar met natuurlijke stralingsbronnen gewerkt wordt, onmiddellijk aan het Agentschap dient gemeld te worden. Daarnaast dient NIRAS en een aantal andere overheden ook verwittigd te worden.

Deze melding dient ondermeer de bestemming van alle radioactieve materialen die in de inrichting aanwezig waren, aan te duiden.

Via de procedure van artikel 13 van het ARBIS kunnen er eventueel bijkomende voorwaarden opgelegd worden of kunnen de bestaande vergunningsvoorwaarden gewijzigd worden, om rekening te houden met de door de stopzetting gewijzigde situatie.

### **4. Ontmantelingsvergunning (Artikel 17.2 ARBIS):**

Artikel 17 van het ARBIS legt voor een aantal gevallen de noodzaak van het bekomen van een ontmantelingsvergunning vast. In de volgende paragrafen wordt uitgelegd wie er een ontmantelingsvergunning nodig heeft, hoe die bekomen kan worden en wat het dossier inhoudelijk dient te bevatten.

Opgemerkt dient te worden dat ontmantelingswerkzaamheden die gestart waren voor de publicatie van het ARBIS, kunnen blijven doorgaan mits er vóór 1 september 2002 een vergunningsaanvraag voor ontmanteling werd ingediend (artikel 81.2 ARBIS). Drie vergunningsaanvragen werden op deze manier ingediend bij het Agentschap en zijn momenteel in behandeling: BR3 reactor SCK-CEN, Belgoprocess Site 1 (Eurochemic) en Site 2 (ex-Waste SCK-CEN).

## 4.1 Doelgroep

Volgens artikel 17.2 van het ARBIS dienen de volgende inrichtingen een ontmantelingsvergunning te bekomen vooraleer de ontmanteling van start kan gaan:

- Alle inrichtingen van klasse I
  - de kernreactoren (vb. Doel, Tihange, Thetis, BR3);
  - de inrichtingen waar hoeveelheden splijtstoffen (natuurlijk en verarmd uraan en natuurlijk thorium uitgezonderd) worden aangewend of in bezit gehouden groter dan de helft van de minimale kritieke massa;
  - de inrichtingen voor opwerking van al dan niet verrijkte bestraalde kernbrandstoffen (vb. Eurochemic)
  - de inrichtingen waar radioactieve afvalstoffen worden verzameld, verwerkt, geconditioneerd, opgeslagen, of in het algemeen de inrichtingen waar radioactieve afvalstoffen worden behandeld, op voorwaarde dat deze inrichtingen de belangrijkste activiteit van de onderneming uitmaken; (vb. Belgoprocess site 2)
- Bepaalde inrichtingen van klasse II
  - de inrichtingen waar radioactieve stoffen worden gewonnen uit bestraalde splijtstoffen en waar deze worden geconditioneerd voor de verkoop;
  - de deeltjesversnellers (behalve de elektronenmicroscopen);

Alle andere inrichtingen (andere inrichtingen van klasse II, de inrichtingen van klasse III of beroepsactiviteiten waar natuurlijke stralingsbronnen aangewend worden) dienen geen ontmantelingsvergunning te bekomen. Wel dient het Agentschap (en andere overheden) voorafgaandelijk aan de ontmanteling verwittigd worden. In deze kennisgeving dient onder andere de bestemming van alle radioactieve materialen die op de inrichtingen aanwezig waren vermeld te worden (Artikel 17.4 ARBIS).

Het bekomen van de nodige ontmantelingsvergunning voor een inrichting, neemt niet weg dat de Dienst voor fysische controle en de erkende instelling de ontmantelingswerkzaamheden op installatie-niveau dienen goed te keuren.

## 4.2 Procedure ontmantelingsvergunning

### 4.2.1 Inrichtingen van klasse I

Voor inrichtingen van klasse I wordt voor het bekomen van de ontmantelingsvergunning dezelfde procedure doorlopen als voor een gewone oprichtings- en exploitatievergunning (artikel 6.3 tot 6.8 van het ARBIS).

De vergunningsaanvraag voor ontmanteling wordt ingediend bij het Agentschap en bevat drie delen: algemene gegevens over de inrichting, specifieke gegevens over de te ontmantelen installaties, en een milieueffectrapport.

Bij ontvangst van de volledige vergunningsaanvraag wordt deze overgemaakt aan de Wetenschappelijke Raad die een voorlopig voorafgaand advies verstrekt. De exploitant krijgt nadien de mogelijkheid om zijn eventuele opmerkingen over het advies van de Wetenschappelijke Raad mee te delen.

Daarna wordt het dossier overgemaakt aan de betrokken gemeentes (binnen een straal van 5 km rond de te ontmantelen installatie) voor een openbaar onderzoek. De aanvraag en de resultaten van het openbaar onderzoek worden voor advies aan het schepencollege van de betrokken gemeente voorgelegd.

Nadien verhuist het dossier voor advies naar de bestendige deputatie van de betrokken provincie.

In parallel met de raadpleging van de gemeentes en de bestendige deputatie, kunnen er een aantal internationale raadplegingen gebeuren. In de gevallen voorzien bij artikel 37 van het Euratomverdrag moet het Agentschap het advies van de Europese Commissie inwinnen.

Indien alle adviezen (gemeentes, bestendige deputatie, Europese Commissie,...) ontvangen zijn, wordt in een tweede vergadering van de Wetenschappelijke Raad een gemotiveerd voorlopig advies afgeleverd. Indien de aanvrager geen opmerkingen heeft over dit gemotiveerd voorlopig advies, wordt dit advies als definitief beschouwd.

De uiteindelijke ontmantelingsvergunning wordt daarna per koninklijk besluit afgeleverd en aan alle bij de procedure betrokken partijen meegedeeld.

#### 4.2.1 Inrichtingen van klasse II

De procedure voor het bekomen van een ontmantelingsvergunning voor een inrichting van klasse II is een stuk eenvoudiger.

De vergunningsaanvraag wordt bij het Agentschap ingediend en bestaat uit twee delen: algemene gegevens over de inrichting en specifieke gegevens over de te ontmantelen installaties. Voor bepaalde inrichtingen kan er een milieueffectrapport geëist worden.

De aanvraag wordt overgemaakt aan de betrokken gemeentes (binnen een straal van 500 m rond de te ontmantelen installatie) voor een openbaar onderzoek. De aanvraag en de resultaten van het openbaar onderzoek worden voor advies aan het schepencollege van de betrokken gemeente voorgelegd.

Daarna kan er door het Agentschap een ontmantelingsvergunning afgeleverd worden.

### 4.3 Inhoud van een aanvraag voor een ontmantelingsvergunning

Zoals eerder al geschreven, werd in overleg tussen het Agentschap, NIRAS en de betrokken exploitanten, beslist de aanvraag voor een ontmantelingsvergunning in drie delen op te splitsen: een eerste deel met algemene informatie over de inrichting, een tweede deel met specifieke informatie over de te ontmantelen installaties van de inrichting, en als derde deel een milieueffectrapport.

Deze opsplitsing in drie delen heeft als voordeel dat bij een volgende vergunningsaanvraag voor ontmanteling van (een) installatie(s) van een zelfde inrichting de algemene gegevens (deel 1) niet opnieuw dienen ingediend te worden. Een referentie naar dat deel van de eerste vergunningsaanvraag volstaat. Enkel deel 2 en 3 (specifieke gegevens+MER) dienen telkens weer opnieuw ingediend te worden.

Hieronder wordt kort samengevat welke informatie er in de verschillende delen aanwezig moeten zijn. Voor het bepalen van de inhoudstafel werd gebruik gemaakt van IAEA documenten ([2, 3, 4, 5]).

#### Deel 1: Algemene informatie (over de inrichting)

- Inleiding
- Beschrijving van de inrichting en de installaties
  - Uitbatingsgeschiedenis, radiologische en toxische inventaris,...
- Ontmantelingsstrategie
  - Doelstellingen, alternatieven, veiligheidsprincipes en criteria, planning, bestemming site,...
- Projectbeheer
  - Personeel, ontmantelingsgegevens, financiering,...



- Kwaliteitsborgingsprogramma

Deel 2: Specifieke informatie (over de te ontmantelen installaties)

- Ontmantelingsactiviteiten
  - Planning, decontaminatie- en ontmantelingstechnieken, beheer van ontmantelingsmaterialen, vrijgave, recyclage of hergebruik van materialen,...
- Veiligheidsonderzoek
  - Algemene veiligheidscultuur, ALARA, beschermingsystemen, stralingsbescherming, ongevalsanalyses, industriële veiligheid, noodplanning, fysieke bescherming,...
- Onderzoek naar de milieueffecten: samenvatting van het MER

Deel 3: Milieu-effectrapport (enkel voor inrichtingen van klasse I en bepaalde klasse II inrichtingen)

De inhoud van dit milieu-effect rapport dient overeen te stemmen met [6] en [7].

- Inleiding
- Bepaling van de reikwijdte van het MER
- Beschrijving van de huidige toestand van het milieu, van de projectsite en zijn omgeving
- Projectbeschrijving
- Beschrijving en evaluatie van de milieueffecten
- Monitoring van de omgeving
- Conclusies

## **5. Vrijgave van afval afkomstig van ontmanteling**

De verwijdering, de afvoer voor recyclage of hergebruik van vaste radioactieve afvalstoffen is mogelijk (zonder een vergunning) als het afval voldoet aan de voorwaarden en de algemene vrijgaveniveaus (in Bq/g) van Bijlage IB van het ARBIS. De algemene vrijgaveniveaus in deze bijlage werden overgenomen van een aanbeveling door de deskundigen in het kader van artikel 31 van het Euratom verdrag [8].

Voor afval afkomstig van ontmanteling bestaat er echter een uitzondering: voor de verwijdering, de afvoer voor recyclage of hergebruik van vaste radioactieve afvalstoffen afkomstig van ontmanteling moet er altijd een vergunning bekomen worden (Artikel 35.2 ARBIS).

Artikel 18 van het ARBIS laat immers de mogelijkheid toe dat er bij het Agentschap een vergunning bekomen wordt voor de verwijdering, de afvoer voor recyclage of hergebruik van vaste radioactieve afvalstoffen die boven de algemene vrijgaveniveaus vallen of afkomstig zijn van ontmanteling. Bij de lopende aanvragen voor ontmantelingsvergunningen zal de vrijgave van het bijhorende afval een integraal deel van de vergunning uitmaken.

Recent werd er overigens een samenwerkingsakkoord afgesloten tussen de federale en de gewestelijke overheden in verband met de vrijgave van radioactieve afvalstoffen [9]. Hierin werd voorzien dat het Agentschap de betrokken gewesten dient te informeren over alle voorstellen om vaste radioactieve afvalstoffen vrij te geven.

## **6. Eindbemerkingen**

Het nieuwe ARBIS bevat voor de eerste maal een aantal specifieke bepalingen in verband met ontmanteling, maar op veel punten moet de concrete toepassing nog uitgewerkt worden:

- De lopende aanvragen voor ontmantelingsvergunningen zijn nog niet afgewerkt;

- Er bestaan nog geen algemene (dosis)criteria voor de onvoorwaardelijke vrijgave of beperkt hergebruik van ontmantelde sites;
- Specieke vrijgaveniveaus voor oppervlaktebesmetting zijn nog niet aanvaard;
- De overlap tussen de ontmantelingsplannen van NIRAS en de vergunningsaanvragen bij het Agentschap moet in de toekomst beperkt worden;
- De samenwerking tussen het Agentschap en NIRAS moet uitgebreid en geëvalueerd worden;
- De samenwerking tussen de federale en regionale overheden moet dieper uitgewerkt worden en een samenwerkingsakkoord (betreffende onder meer de milieu-effectbeoordeling) moet afgesloten worden.

- **Referenties:**

- [1] Koninklijk Besluit van 20 juli 2001 houdende algemeen reglement op de bescherming van de bevolking, de werknemers en het leefmilieu tegen de gevaren van de ioniserende stralingen, Belgisch Staatsblad 30 augustus 2001
- [2] IAEA Safety Requirements: Predisposal Management of Radioactive Waste, Including Decommissioning (WS-R-2)
- [3] IAEA Safety Guides: Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors (WS-G.2.1)
- [4] IAEA Safety Guides: Decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities (WS-G-2.2)
- [5] IAEA Safety Guides: Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle Facilities (WS-G-2.4)
- [6] Richtlijn 85/337/EEG van de Raad van 27 juni 1985 betreffende de milieueffectbeoordeling van bepaalde openbare en particuliere projecten
- [7] Aanbeveling van de Europese Commissie van 6 december 1999 (1999/829/Euratom) betreffende de toepassing van artikel 37 van het Euratomverdrag
- [8] Radiation Protection 122: Practical use of the concepts of clearance and exemption – Part I, Guidance on general clearance levels
- [9] Samenwerkingsakkoord van 17 oktober 2002 tussen de federale Staat en de Gewesten met betrekking tot het beheer van vrijgegeven afvalstoffen, Belgisch Staatsblad 15 januari 2003

## **Résumé**

### **Le démantèlement en Belgique: aspects réglementaires**

Depuis l'entrée en vigueur du nouveau RGPRI (DR du 20 juillet 2001) le démantèlement des installations nucléaires de classe I et certaines de classe II, est soumis à l'obtention du permis de démantèlement.

Les aspects suivants sont traités ici:

- Le cadre légal du démantèlement en Belgique
- La définition du démantèlement dans la réglementation belge
- L'arrêt d'activité (article 17.1)
- Le permis de démantèlement
  - Groupe ciblé: installations de classe I et II
  - Contenu de la demande de démantèlement (article 17.2). Dossier de sécurité et MER
  - Procédure pour le permis de démantèlement (article 6 et 7): Conseil scientifique, consultation publique et/ou internationale,....
- Exemption de déchets radioactifs (article 18 et 35); niveaux d'exemption, accords de coopération entre les régions,...

## **Summary**

### **Dismantling in Belgium: regulatory aspects**

The dismantling of class I and some class II nuclear installations, is subject to obtaining the dismantling licence with the entering into force of the new General Regulation of Protection against Ionising Radiation (Royal Decree of 20 July 2001). This contribution deals with the following:

- The legal framework of dismantling in Belgium
- The definition of dismantling in the Belgian regulation
- Cessation of activity ((article 17.1)
- The dismantling licence
  - Target group: Class I and II installations
  - Contents of dismantling request (article 17.2): safety file and MER
  - Procedure for the dismantling licence (article 6 and 7): science council, public and/or international consultancy,...
- Exemption of radioactive waste (article 18 and 35): exemption levels, regional cooperation agreements,...

## **BETER VOORKOMEN DAN GENEZEN: DE WETTELIJKE OPDRACHTEN VAN NIRAS INZAKE ONTMANTELING EN DE INVENTARIS VAN MOGELIJKE NUCLEAIRE PASSIVA VOOR NUCLEAIRE INSTALLATIES EN SITES OP BELGISCH GRONDGEBIED DIE RADIOACTIEVE STOFFEN BEVATTEN.**

**Marnix Braeckeveldt - Christian Cosemans**

Nationale Instelling voor Radioactief Afval en verrijkte Splijtstoffen  
(NIRAS/ONDRAF)  
Kunstlaan 14, B-1210 Brussel – België

### **Korte samenvatting**

Omdat hij het opduiken van nieuwe nucleaire passiva wenst te vermijden, en ter versterking van de opdrachten van NIRAS inzake ontmanteling zoals bepaald in 1991, heeft de Belgische wetgever, met de programmawet van 12.12.97, NIRAS belast met :

- het opstellen van een repertorium van de lokalisatie en de staat van alle nucleaire installaties en alle plaatsen die radioactieve stoffen bevatten;
- de raming van de kosten van hun ontmanteling en sanering;
- de evaluatie van het bestaan en de toereikendheid van de provisies voor de financiering van deze toekomstige of lopende operaties;
- de vijfjaarlijkse bijwerking van deze inventaris.

Het betreft een opdracht van openbaar belang die gestoeld is op de ervaring uit een aantal “historische nucleaire passiva nl. het Technisch Passief SCK•CEN en de Technische Passiva Belgoprocess 1/ Belgoprocess 2”. Een eerste vijfjaarlijks rapport voor de periode 1998-2002 is afgerond en werd begin 2003 overgemaakt aan de regering.

### **1. Inleiding**

Met de oprichting van NIRAS, de Nationale Instelling voor Radioactief Afval en verrijkte Splijtstoffen, op 8 augustus 1980 wou de wetgever dat het radioactieve afval beheerd zou worden door één enkele instelling onder toezicht van de overheid. NIRAS is een openbare instelling en is dus verplicht haar beleid voor het beheer van radioactief afval zodanig te ontwikkelen en uit te voeren dat ze zo goed mogelijk het algemeen belang dient. Ze ijvert daarbij naar transparantie en objectiviteit, en is vrij in die zin dat haar werking niet afhangt van de wet van vraag en aanbod. Via haar voogdijoverheid, de minister voor Energie, is NIRAS wel onderworpen aan het toezicht van de federale regering .

De vorderingen van de laatste twintig jaar staan beschreven in de NIRAS publicatie “Twintig jaar verantwoordelijk beheer van radioactief afval in België: NIRAS in dienst van de gemeenschap”.

De wettelijk vastgelegde bevoegdheden en opdrachten van NIRAS zijn bepaald in het koninklijk besluit van 30 maart 1981 en werden tweemaal aangevuld nl. door het koninklijk besluit van 16

oktober 1991 waarbij nieuwe opdrachten werden toegekend, meer bepaald in verband met overtollige splijtstoffen en in verband met de ontmanteling van nucleaire installaties. Meer recent vertrouwd artikel 9 van de programmawet van 12 december 1997 aan NIRAS een inventarisopdracht toe met betrekking tot nucleaire installaties en sites die radioactieve stoffen bevatten.

Meer specifiek betreffen de bevoegdheden van NIRAS hoofdzakelijk de volgende vijf domeinen:

- Het beheer van al het radioactieve afval aanwezig op Belgisch grondgebied (het beheer van buitenlands afval is onderworpen aan de voorafgaande toestemming van de federale regering via de minister die bevoegd is voor energie): de ophaling van het radioactieve afval bij de producenten; het vervoer, de verwerking, de conditionering en de opslag van dit afval; de berging van het geconditioneerde afval na de opslagperiode.
- Het beheer van de overtollige hoeveelheden verrijkte splijtstoffen, plutonium houdende stoffen en ongebruikte of verbruikte kernbrandstof: het vervoer ervan; de opslag buiten de installaties van de producenten of de houders ervan.
- De ontmanteling van de buiten gebruik gestelde nucleaire installaties: de inzameling en evaluatie van de gegevens die nodig zijn om de beheerprogramma's op te stellen voor het ontmantelingsafval; de goedkeuring van de ontmantelingsprogramma's; de uitvoering van de ontmantelingsprogramma's, hetzij op verzoek van de exploitanten, hetzij bij onvermogen van deze laatste.
- De inventaris van alle nucleaire installaties en alle sites die radioactieve stoffen bevatten, het ramen van de kosten van hun ontmanteling en sanering en de evaluatie van het bestaan en de toereikendheid van provisies om deze kosten te dekken.
- Meer algemeen moet NIRAS een informatie- en communicatieprogramma opstellen en uitvoeren dat al haar activiteiten omvat.

NIRAS kan haar opdrachten vervullen met eigen middelen, maar kan ook een beroep doen op derden. In de praktijk wordt het transport van radioactief afval uitbesteed aan gespecialiseerde transporteurs die beschikken over de nodige vergunningen, uitgereikt door het FANC. De verwerking, de conditionering en de opslag worden uitbesteed aan Belgoprocess, de 100 % dochtermaatschappij van NIRAS. Voor studies en onderzoeksprojecten doet NIRAS een beroep op Belgische en buitenlandse studiebureaus zoals Belgatom en onderzoekscentra zoals het SCK•CEN.

Alle kosten van NIRAS worden gedragen door degenen aan wie ze haar diensten verleent. Dat zijn de producenten van radioactief afval en de Belgische Staat, die immers eigenaar is van een deel van het afval dat behoort tot de nucleaire passiva.

Hoewel NIRAS in België het monopolie heeft van het beheer van radioactief afval, is ze een instelling zonder winstoogmerk. Ze werkt dus tegen kostprijs: de producenten betalen de prijs die

nodig is om een veilig beheer van hun afval te garanderen, volgens het bekende principe dat ‘de vervuiler betaalt’.

## **2. De bevoegdheden van NIRAS inzake ontmanteling en uitvoering ervan overeenkomstig het Koninklijk besluit van 1991**

### **Ontmanteling**

Overeenkomstig de definitie geformuleerd in het KB van 1991 omvat de ontmanteling van nucleaire installaties en sites, alle administratieve en technische operaties die het mogelijk maken ze te schrappen uit de lijst van installaties en sites die als nucleair worden geklasseerd. Deze omschrijving van “ontmanteling” is verschillend van deze zoals aangegeven in het KB van 20 juli 2001 betreffende de bescherming van de bevolking en het milieu tegen de gevaren van ioniserende stralingen (ARBIS) nl. ontmanteling is het geheel van administratieve en technische verrichtingen en werkzaamheden die noodzakelijk zijn voor of die leiden tot de stopzetting van de uitbating van een installatie en om deze in een veilige toestand te brengen voor de werkers, de bevolking en het leefmilieu.

Het ARBIS vormt de basiswetgeving inzake de classificatie en de exploitatievergunning van de nucleaire installaties in België en dekt ook de ontmantelingsaspecten in die zin dat het de wetgevende aspecten van de ontmantelingsvergunningen bepaalt en de bestaande reglementering inzake ontmantelingsprogramma's, zoals die werd vastgelegd in het KB van 16 oktober 1991 aanvult. Daarin wordt NIRAS belast met het verzamelen en evalueren van de gegevens inzake de ontmanteling van de installaties, met het goedkeuren van de ontmantelingsprogramma's en met de uitvoering ervan als exploitanten NIRAS hiertoe verzoeken of als zij daartoe in gebreke blijven. NIRAS moet tevens de evolutie volgen van de ontmantelingsmethodes en -technieken, en van de bijbehorende kosten, met het oog op de goedkeuring van de ontmantelingsprogramma's en hun eventuele uitvoering.

### **Ontmantelingsplan**

Door het koninklijk besluit van 16 oktober 1991 moet elke Belgische nucleaire installatie over een ontmantelingsplan beschikken. Dit plan is een ontwerpstudie die de technische en economische aspecten van de ontmanteling, inclusief financiering, beschrijft. Het ontmantelingsplan wordt in principe uitgewerkt door de exploitant van de installatie, overeenkomstig de neergeschreven aanbevelingen van NIRAS, die het ontmantelingsplan vervolgens moet goedkeuren. De neergeschreven aanbevelingen van NIRAS zijn in overeenstemming met de richtlijnen van het IAEA. Ze bepalen de typische terminologie voor ontmantelingsactiviteiten, beschrijven in grote lijnen de toegepaste strategieën, de methodologieën en de wijze waarop het afval wordt beheerd, en stellen een typestructuur voor de ontmantelingsplannen voor.

Concreet gezien is een ontmantelingsplan een evoluerend werkinstrument. Het initiële ontmantelingsplan wordt al in de bouwfase van de installatie uitgestippeld. Het is hoofdzakelijk bedoeld om de toekomstige ontmantelingskosten te reduceren door de ontmantelingswerkzaamheden te vergemakkelijken. Het dient ook om de kostprijs van deze

werkzaamheden te ramen en om het bedrag te bepalen van de aan te leggen voorzieningen om de financiering van de ontmanteling te verzekeren. Tijdens de exploitatiefase wordt het ontmantelingsplan om de vijf jaar herzien, zodat men rekening kan houden met de evolutie van de installatie zelf en van de technieken en kosten inzake ontmanteling en afvalbeheer. Kort vóór de definitieve stopzetting van de exploitatie wordt dit plan het finaal plan. Dat moet de definitieve ontmantelingsstrategie bevestigen nadat gecontroleerd werd of er voldoende financiële middelen beschikbaar zijn om het volledige programma te verwezenlijken. Dit finaal plan beschrijft dus de installatie en haar ontmanteling nauwkeuriger dan de vorige versies. Als het ontmantelingsplan is uitgestippeld, moet het voor controle worden voorgelegd aan NIRAS. Na een onderzoek van de basishypothesen, zoals de kwalitatieve en kwantitatieve inventaris van het materiaal dat uit de ontmanteling zal voortkomen, maakt NIRAS een onafhankelijke raming van de ontmantelingselementen. Daarbij houdt ze rekening met het volume materiaal dat tijdens de uitvoering van het programma zal worden verwijderd, met het volume radioactief afval dat er uiteindelijk zal uit voortkomen, en met de kosten. Vooraleer NIRAS het programma goedkeurt, controleert ze ook de door de exploitant gebruikte methode voor de raming van de financiële middelen die hij moet voorzien om zijn programma uit te voeren, en de manier waarop hij deze voorzieningen effectief aanlegt. Elke exploitant moet NIRAS alle informatie verstrekken die ze nodig heeft om deze controles uit te voeren. In artikel 17 met betrekking tot “stopzetting van activiteit en ontmanteling” van het ARBIS wordt de betrokkenheid van NIRAS inzake ontmanteling tevens aangegeven nl. “Art. 17.1. In geval van stopzetting, om welke reden ook, van één of meerdere activiteiten van een inrichting van klasse I, II of III, of van een vergunde beroepsactiviteit, moet de exploitant of, in voorkomend geval, de personen die wettelijk bevoegd zijn de vereffening ervan uit te voeren, hiervan het Agentschap onmiddellijk op de hoogte brengen. Zij verwittigen eveneens NIRAS alsook “Art. 17.2. De vergunningsaanvraag voor de ontmanteling van de inrichtingen bevat omvat het advies van NIRAS inzake de aspecten die betrekking hebben op haar bevoegdheden en de voorstellen die dienaangaande door deze instelling zijn geformuleerd”.

In de praktijk ontwikkelen de activiteiten van NIRAS inzake ontmanteling zich naarmate de nucleaire exploitanten zich voegen naar de wet van 1991 en naarmate ze hun ontmantelingsplannen aan NIRAS voorleggen. Deze activiteiten worden momenteel als volgt ingedeeld:

- vijfjaarlijkse uitwerking en herziening van de ontmantelingsplannen van de door NIRAS gebouwde installaties op sites BP1 en BP2 die niet tot de nucleaire passiva behoren;
- uitwerking of analyse en goedkeuring van de ontmantelingsplannen en hun herzieningen met betrekking tot de nucleaire passiva van sites BP1 en BP2, van het SCK•CEN en van het IRE;
- analyse en goedkeuring van de ontmantelingsplannen en hun herzieningen die de exploitanten van nucleaire installaties aan NIRAS voorleggen of, eventueel, ondersteuning bij het uitwerken van deze plannen.

Voor de commerciële nucleaire centrales moet de situatie echter worden genuanceerd. Conform de overeenkomst die ze op 9 oktober 1985 met de Belgische Staat hebben ondertekend, leggen de elektriciteitsproducenten immers al sinds 1985 voorzieningen aan voor de toekomstige



ontmanteling van hun installaties en het beheer van het radioactieve afval dat daarbij zal worden voortgebracht. De raming van de te dekken kosten en het aanleggen van deze voorzieningen, dat in de tijd is verspreid, werden gecontroleerd door het Controlecomité voor gas en elektriciteit, en worden nu gecontroleerd door de Commissie voor de regulering van de elektriciteit en het gas. Er is evenwel een wetsontwerp in voorbereiding betreffende de modaliteiten voor het aanleggen van voorzieningen voor de ontmanteling van de kerncentrales en voor het beheer van splijtstoffen bestraald in deze centrales. Het dient evenwel opgemerkt dat het nazien van de mechanismen voor het aanleggen van de ontmantelingsvoorzieningen integraal deel uitmaakt van de opdracht van NIRAS, krachtens de wet van 12 december 1997.

### **Ontmantelingspassiva**

In 1986 vertrouwde de Belgische Staat aan NIRAS het beheer toe van de uitvoering van het saneringsprogramma voor de site van Eurochemic (site BP1) en begin 1989 werd NIRAS ook belast met het beheer en de sanering van de vroegere afdeling Waste van het SCK•CEN (site BP2). Twee jaar later, in 1991, kwamen daar nog het beheer van het nucleair passief van het SCK•CEN en dat van het IRE bij.

De sanering van de nucleaire passiva van sites BP1 en BP2 en van het SCK•CEN omvat alle werkzaamheden die nodig zijn om alle installaties van vóór 1 januari 1989 op deze sites te ontmantelen en omvat ook het beheer van al het radioactieve afval dat daar vóór deze datum werd geproduceerd of dat tijdens de ontmanteling ontstaat. De werkzaamheden bestaan normaal gezien uit twee luiken: een afvalluik, dat een aspect splijtstoffen kan bevatten, en een ontmantelingsluik. Het nucleair passief van het IRE wordt op een iets andere manier gedefinieerd, in die zin dat het niet beperkt is tot afval dat vóór een bepaalde datum werd geproduceerd, en dus het beheer van courant geproduceerd radioactief afval inhoudt.

NIRAS heeft deze verschillende werkzaamheden toevertrouwd aan Belgoprocess wat de sanering van sites BP1 en BP2 betreft en aan het SCK•CEN en het IRE wat de sanering van hun respectieve passiva betreft.

De financiering van de sanering van de nucleaire passiva van sites BP1 en BP2 werd in eerste instantie tot in het jaar 2000 gewaarborgd door de Belgische Staat, de elektriciteitsproducenten en Synatom. Dit sloot aan op de bepalingen die eind 1990 in een overeenkomst met NIRAS werden beschreven. De overeenkomst voorzag tevens in nieuwe onderhandelingen tussen de medeondertekenaars, om het nog te financieren saldo na 2000 te dekken. Ondertussen werd in het KB van 24 maart 2003 tot bepaling van de nadere regels betreffende de federale bijdrage tot financiering van sommige openbare dienstverplichtingen en van de kosten verbonden aan de regulering van en controle op de electriciteitsmarkt de financiering van de verplichtingen die voortvloeien uit de denuclearisatie van de nucleaire sites BP1 en BP2 bepaald. De modaliteiten van financiering bestaan uit het toepassen van een toeslag op de kWh tarieven gehanteerd door de netbeheerder en die vervolgens door de netbeheerder ten laste worden gelegd van de eindafnemers van electriciteit.

De financiering van de sanering van het nucleaire passief van het SCK•CEN wordt door de Belgische Staat gewaarborgd door een overeenkomst die begin 1991 ondertekend werd tussen de Staat en NIRAS. Deze overeenkomst bepaalt ook de modaliteiten voor het financieel beheer van het passief van het SCK•CEN door NIRAS.

De financiering van de sanering van het nucleaire passief van het IRE, tenslotte, wordt gewaarborgd door de Belgische Staat. Tot dusver is dit enkel voor het afvalgedeelte, krachtens de bepalingen van een overeenkomst die de Staat, NIRAS en het IRE in 1998 ondertekenden.

### **3. De bevoegdheden van NIRAS en uitvoering ervan, inzake de inventaris van alle nucleaire installaties en alle sites die radioactieve stoffen bevatten, overeenkomstig de programmawet van 1997**

#### **Voorkomen**

Zoals alle landen die radioactieve stoffen gebruiken, voor het produceren van elektriciteit dan wel voor andere vreedzame doeleinden, wordt België geconfronteerd met een belangrijke uitdaging : het veilig beheren van al deze stoffen, zowel op korte als op lange termijn. Dit beheer heeft uiteraard een kostprijs die, overeenkomstig het ethisch beginsel van intergenerationele billijkheid, hoofdzakelijk gedragen dient te worden door de generaties die voordeel hebben bij de activiteiten die deze stoffen hebben voortgebracht, dit wil zeggen door de huidige generaties. Het is echter mogelijk – zoals dat het geval is geweest voor enkele ‘historische’ dossiers – dat als het moment aangebroken is, de financiële middelen om de kosten te dekken van de ontmanteling en de sanering van deze installaties ontoereikend blijken of zelfs helemaal onbestaand zijn: er ontstaat dan een nucleair passief.

Omdat hij het opduiken van nieuwe nucleaire passiva wenst te vermijden, heeft de Belgische wetgever, bij artikel 9 van de programmawet van 12.12.97, NIRAS belast met het verzamelen van alle elementen die nodig zijn om na te gaan in welke mate de ontmantelings- en saneringskosten effectief kunnen worden gedekt als het moment daarvoor aangebroken is. In concreto werd NIRAS belast met het vaststellen van alle feiten van technische en financiële aard die de overheid – in casu haar voogdijminister (de minister die bevoegd is voor energie) – in staat moeten stellen na te gaan of elke exploitant of eigenaar van een nucleaire installatie en elke houder of eigenaar van radioactieve stoffen tijdig in de nodige financiële middelen hebben voorzien om de toekomstige kosten van de ontmanteling en sanering te dekken. Deze evaluatie dient uiteraard ook om de overheid in staat te stellen tijdig de nodige corrigerende maatregelen te nemen om eventuele tekortkomingen op te vangen en aldus het opduiken van nieuwe nucleaire passiva te vermijden.

Deze nieuwe opdracht van de inventaris van de nucleaire passiva, zoals de officiële wettelijke benaming luidt, bestaat erin de installaties en sites waar radioactieve stoffen aanwezig zijn te lokaliseren, te inventariseren en de toestand te evalueren teneinde een beleid te ontwikkelen dat de nodige financiële garanties biedt voor de veiligheid op lange termijn. Meer concreet vraagt de wetgever aan NIRAS :

- het opstellen van een repertorium van de lokalisatie en de staat van alle nucleaire installaties en alle plaatsen die radioactieve stoffen bevatten;
- de raming van de kosten van hun ontmanteling en sanering;
- de evaluatie van het bestaan en de toereikendheid van de provisies voor de financiering van deze toekomstige of lopende operaties;
- de vijfjaarlijkse bijwerking van deze inventaris.

De inventaris is geen doel op zich maar wel een middel waar elke burger baat bij zal hebben. Het betreft een opdracht van openbaar belang die op lange termijn een beter beheer mogelijk moet maken. De monitoring door NIRAS van het Belgisch grondgebied past in een actief voorkomingsbeleid, een essentieel onderdeel van een duurzaam beheer. Op die manier kan voorkomen worden dat de samenleving in de toekomst financiële lasten zou moeten dragen voor potentiële nucleaire financiële passiva.

Voor de uitvoering van de opdracht heeft NIRAS een werkingsmodel uitgewerkt. Het technisch repertorium van de aanwezige radioactieve stoffen en van de installaties en sites die radioactieve stoffen bevatten, geldt als input voor een kostenberekeningsmodel, dat gebaseerd is op een aantal beheerscenario's die aan de outputzijde de kosten genereren voor het beheer van de aanwezige radioactieve stoffen en voor de ontmanteling en sanering van installaties en sites die radioactieve stoffen bevatten. Dit wordt vervolgens vergeleken met een evaluatie van de beschikbaarheid en de toereikendheid van de financiële middelen om de desbetreffende kosten te dekken.

Begin 2003 werd het eerst vijfjaarlijks rapport voor de periode 1998 – 2002 over de inventaris van installaties en sites op Belgisch grondgebied die radioactieve stoffen bevatten aan de regering overhandigd.

### **De inventaris in enkele cijfers**

Al in 1998 was NIRAS gestart met het opmaken van een zo volledig mogelijk repertorium van de nucleaire installaties en sites op Belgisch grondgebied die radioactieve stoffen bevatten. Vervolgens heeft NIRAS deze stoffen, inclusief de stoffen die zullen worden voortgebracht bij de ontmanteling en de sanering, geïnventariseerd, de kosten van hun beheer op korte en op lange termijn geraamd, en bepaald in welke mate diegenen die financieel verantwoordelijk zijn voor deze stoffen voldoende financiële middelen aanleggen om deze beheerkosten te dekken wanneer het ogenblik daarvoor aangebroken is.

Het door NIRAS opgestelde repertorium van de nucleaire sites en installaties die radioactieve stoffen bevatten, is gebaseerd op een systematische inventarisatie van de exploitatievergunningen die de bevoegde overheid heeft uitgereikt aan de verschillende actoren van de nucleaire sector: vergunningen met betrekking tot de kernbrandstofcyclus, vergunningen uitgereikt aan medische instellingen, instellingen voor wetenschappelijk onderzoek en de talrijke ondernemingen die ioniserende straling gebruiken voor diverse industriële toepassingen. Dit repertorium, dat permanent bijgewerkt wordt, bevatte op 01.07.02 in totaal 1 064 sites verdeeld over 951 exploitanten die houder zijn van 3 510 vergunningen.



Spreiding van de nucleaire sites van klasse I, II en III op Belgisch grondgebied..

De inventaris van de radioactieve stoffen, die een momentopname vormt op gegeven tijdstippen, omvat uiteraard zowel het bestaande radioactieve afval als, meer algemeen, de materialen die zullen worden voortgebracht bij de ontmanteling en de sanering en de kerntechnische materialen die aanwezig zijn op Belgisch grondgebied. Hij stemt vrij goed overeen met de inventaris die NIRAS tot dan toe had gebruikt voor haar afvalbeheerprogramma's en voor het bepalen van haar onderzoeks- en ontwikkelingsprogramma's inzake berging.

- Het volume geïnventariseerd bestaand radioactief afval bedraagt ongeveer 21 000 m<sup>3</sup> geconditioneerd en niet-geconditioneerd afval en 92 000 ingekapselde bronnen en ioniserende rookdetectoren. Dit volume is het volume van het materiaal in zijn verpakking: het is dus beduidend groter dan het volume van het strikt radioactieve gedeelte.
- De materialen afkomstig van de ontmanteling worden geraamd op bijna 1 900 bronnen, 47 000 ton radioactief afval en 1 495 000 ton materiaal dat niet als radioactief moet worden beschouwd. Deze inventaris heeft betrekking op alle infrastructuur en uitrustingen van alle vergunde installaties.
- De kerntechnische materialen, die voornamelijk bestaan uit bestraalde kernbrandstof opgeslagen op de sites van de kerncentrales, worden geraamd op meer dan 2 400 ton uranium en plutonium.

De totale nucleaire kostprijs van het beheer van de geïnventariseerde radioactieve stoffen, met andere woorden de kostprijs van het in veiligheid brengen van deze stoffen, werd vastgesteld op basis van een aantal hypotheses, onder meer met betrekking tot de beheersscenario's. Deze kostprijs is hoofdzakelijk gekoppeld aan een vijftiental sites en werd geraamd op 5,6 miljard EUR. Hij omvat in het bijzonder de ontmantelingskosten, indien nodig, alsook de kosten voor het

vervoer, de verwerking, de conditionering, de opslag en de berging van de radioactieve stoffen. Waar dit mogelijk was, werden de kosten onafhankelijk geraamd door de exploitanten en door NIRAS.

Volgens de informatie die de exploitanten aan NIRAS hebben verstrekt of die uit andere bronnen werd gehaald, met name uit hun jaarrekeningen, is de dekking van deze kosten voor bijna 84% georganiseerd : voor 50% door de bestaande provisies en voor 34% door provisies die zullen worden aangelegd in het kader van een bestaand financieringsmechanisme (zie bijlage voor een korte inleiding over de basisnoties nodig voor het evalueren van de provisies). Deze provisies zijn het werk van een tiental nucleaire exploitanten, waaronder de belangrijkste actoren van de Belgische nucleaire sector. Het saldo dat momenteel niet gedekt is op datum van de inventaris (01.01.2000) heeft vooral betrekking op de sanering van de sites BP1 (vroegere EUROCHEMIC) en BP2 (vroegere SCK-waste), maar er dient opgemerkt te worden dat er ondertussen , door het verschijnen van het KB 24 maart 2003 , een structurele financieringswijze werd uitwerkt.

De meeste kleine actoren op het Belgisch nucleair toneel hebben geen mechanisme voor het aanleggen van provisies, maar de omvang van dit probleem is gering in vergelijking met de totale bedragen die in het geding zijn.

### **Specifieke gevallen**

Het repertorium is aangevuld met een onvolledige lijst van specifieke gevallen: de sites met radioactieve stoffen en zonder nucleaire vergunning. Deze lijst omvat de al dan niet industriële locaties waar men radioactieve stoffen kan vinden maar waarvan de toepassingen niet het voorwerp zijn van een nucleaire vergunning, alsook oude industriële sites die nooit het voorwerp zijn geweest van een nucleaire vergunning maar die besmet zijn door radioactieve stoffen.

Uit het onderzoek van de lijst met sites met radioactieve stoffen zonder nucleaire vergunning is gebleken dat er tientallen sites zijn met vele honderdduizenden kubieke meters zeer laagactieve radioactieve stoffen. De beslissing om deze sites te saneren, behoort tot de bevoegdheid van het FANC. Omdat deze sites bovendien niet-radioactieve verontreinigende stoffen kunnen bevatten, vereist de eventuele sanering ervan een samenwerking tussen de verschillende instanties, de federale voor het nucleair gedeelte en de regionale voor het niet-nucleaire gedeelte.

### **De andere lessen van de inventaris**

Naast de kosten die momenteel niet gedekt zijn, heeft de inventarisatie een aantal zwakke punten aan het licht gebracht die de beschikbaarheid en de toereikendheid van de aangelegde financiële middelen in het gedrang kunnen brengen. Om in deze leemtes te voorzien, zijn corrigerende maatregelen vereist waartoe het initiatief zou moeten worden genomen door de voogdijminister :

- Bepaling van de financieel verantwoordelijke(n) van sommige sites - In de meeste gevallen is de juridische toestand eenvoudig, omdat de exploitant en de eigenaar van de installaties één en dezelfde zijn. Voor sommige sites is de juridische toestand echter complex. Is de financieel verantwoordelijke de exploitant van de site, de eigenaar van de installaties, de

eigenaar van het terrein waarop de installaties zich bevinden, de huurder van de installaties of nog de verantwoordelijke bepaald in een contract dat de partijen bindt? De verdeling van de verplichtingen onder de eigenaars en de exploitanten zou vastgelegd moeten worden in toegankelijke overeenkomsten.

- Bepaling van het bestaan of de afwezigheid van provisies bij organisaties die niet onderworpen zijn aan boekhoudkundige verplichtingen (Belgische staat, universiteiten, ...) en moeilijkheid om de eventueel aangelegde provisies te evalueren - Ook de analyse van de balansen die bij de Nationale Bank worden neergelegd door ondernemingen die wel aan deze verplichting onderworpen zijn, kan moeilijk blijken.
- Beschikbaarheid van de aangelegde financiële middelen - De financiële middelen die schuilgaan achter de boekhoudkundige provisies die in de jaarrekeningen van de ondernemingen zijn ingeschreven, worden doorgaans opnieuw geïnvesteerd in de werking van deze ondernemingen. Dit kan, rekening houdend met de wisselvalligheden van het economisch leven, hun beschikbaarheid op lange termijn in het gedrang brengen.
- Toereikendheid van de financiële middelen - Het dekken van de nucleaire kosten door middel van een financieringsmechanisme veronderstelt dat dit mechanisme in stand wordt gehouden voor de gehele, oorspronkelijk geplande exploitatieduur van de betrokken installaties. De risico's van een voortijdige stillegging van de installaties of een ontoereikendheid van de mechanismen doen de vraag rijzen van de solidariteit tussen de actoren van de nucleaire sector en de solidariteit met de Belgische Staat.
- Onzekerheid omtrent de reële kosten - De berekening van de reële kosten gaat gepaard met een aantal onzekerheden die te maken hebben met de gebruikte werkhypothese's, met name in verband met de geplande beheersscenario's, en met de evolutie van de wetten, normen en technieken. Deze onzekerheden worden gedeeltelijk gedekt door een marge die in de berekening van de provisies is opgenomen. Eenmaal deze reserve uitgeput, is de Staat de enige borg voor de langetermijnfinanciering van het in veiligheid brengen van de radioactieve stoffen.
- Fiscale aftrekbaarheid van de provisies - De fiscale niet-aftrekbaarheid van de nucleaire provisies, met uitzondering van de provisies aangelegd door de kerncentrales, is voor vele financieel verantwoordelijken een rem voor het aanleggen van provisies.

#### **4. Besluiten**

Na vijf jaar samenwerking tussen NIRAS en de exploitanten van nucleaire installaties en houders van radioactieve stoffen, beschikt de overheid vandaag over een eerste algemeen overzicht van de financieringsmechanismen die bestemd zijn om de toekomstige kosten van de ontmanteling en sanering in België te dekken, inclusief de kosten van het langetermijnbeheer van het radioactieve afval. Het rapport over de inventaris van de nucleaire passiva bevat alle nuttige elementen die de overheid in staat moeten stellen een aantal noodzakelijke maatregelen te nemen om de verworven middelen te consolideren en in de geïdentificeerde leemtes te voorzien. Op die manier geeft ze de Belgische burger de waarborg dat de nodige financiële middelen beschikbaar zullen zijn om de radioactieve stoffen die aanwezig zijn op Belgisch grondgebied veilig te beheren, zowel op korte als op lange termijn.

Tijdens de inventarisatie van 2003–2007 zal de verworven kennis en ervaring worden verdiept en zal in het bijzonder het geval worden onderzocht van de sites die momenteel niet onderworpen zijn aan een vergunning maar wel radioactieve stoffen bevatten, en die vanaf 01.09.2003 zullen moeten worden aangegeven aan het Federaal agentschap voor nucleaire controle. Sommige van deze sites zullen, na beslissing van het agentschap, waarschijnlijk opgenomen moeten worden in het bestaande repertorium.

Het moge duidelijk zijn dat de opdrachten van NIRAS inzake ontmanteling en de inventaris van nucleaire passiva aangeven dat NIRAS meer dan alleen maar instaat voor het beheer Radioactief afval in België.

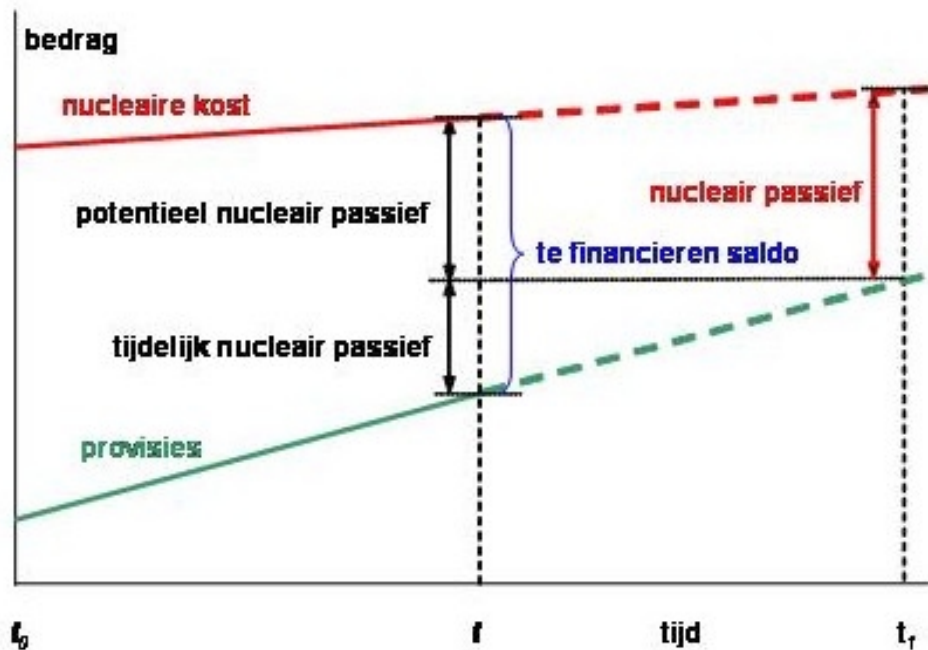
### **Bijlage : Basisnoties van de evaluatie van de provisies**

Het evalueren van de provisies heeft tot doel toestanden te identificeren die op termijn kunnen leiden tot het ontstaan van een nucleair passief (zie figuur hierna), teneinde tijdig de nodige correctieve maatregelen te kunnen nemen. Het nucleair passief wordt immers gedefinieerd als het verschil tussen het reële bedrag van de nucleaire kosten op het ogenblik  $t_f$ , het ogenblik waarop ze zich voordoen, en de financiële middelen die voorzien zijn om deze kosten te dekken, ongeacht of deze middelen toereikend of onbeschikbaar zijn. Deze te financieren kosten slaan op een nauwkeurige beschrijving, hangen af van de technische en economische omstandigheden binnen en buiten de installatie en zijn ten laste van een welbepaalde juridische entiteit. Ze moeten worden gedekt door een financieringsmechanisme, dat bestemd is om provisies aan te leggen vanaf het moment dat de installatie in bedrijf wordt genomen of de radioactieve stof wordt gebruikt, gedurende de hele exploitatie van de installatie en op zo 'n manier dat deze provisies in evenwicht zijn met de gegenereerde kosten. Dit mechanisme dekt tevens het risico van het economisch in gebreke blijven van de installatie, waardoor deze haar verwachte exploitatieduur en dus de geplande provisioneringsduur niet zou bereiken. De aangelegde provisies moeten zodanig worden beheerd dat ze op het juiste ogenblik het geraamde bedrag bereiken van de te financieren kosten en dat ze op dat ogenblik beschikbaar zijn.

Besluiten dat een nucleair passief bestaat, louter en alleen op basis van de vaststelling dat de nucleaire kosten (de totale ontmantelings- en saneringskosten), geraamd op een bepaald ogenblik, hoger zijn dan de provisies die op dat ogenblik zijn aangelegd, zou echter een vertekend beeld geven van de werkelijkheid. De notie van nucleair passief op het ogenblik  $t$  moet dus worden verfijnd aan de hand van een aantal aanvullende noties: 'tijdelijk nucleair passief', 'potentieel nucleair passief', 'te financieren saldo' en 'delta-kostprijs'.

- Het tijdelijk nucleair passief op het ogenblik  $t$  wordt gedefinieerd als zijnde gelijk aan het bedrag, op dat ogenblik, van de provisies die nog moeten worden aangelegd tussen de ogenblikken  $t$  en  $t_f$ , volgens het financieringsmechanisme dat bestaat op  $t$ . Zoals de naam het aangeeft, bevat een dergelijk passief een tijdscomponent die gebonden is aan het bestaan van een financieringsmechanisme dat ertoe leidt dat de omvang van het te financieren saldo geleidelijk wordt verminderd. Als het mechanisme toereikend is, zorgt het ervoor dat het saldo volledig

verdwenen is op het ogenblik  $t_f$  waarop de uitgaven effectief plaatsvinden. In het tegenovergestelde geval vermindert het te financieren saldo, maar niet voldoende, zodat het potentieel nucleair passief dat uiteindelijk overblijft op het ogenblik  $t_f$ , een reëel nucleair passief wordt indien er vooraf geen correctieve maatregelen zijn genomen.



#### *Terminologie in verband met de evaluatie van de provisies*

- Het potentieel nucleair passief op het ogenblik  $t$  wordt gedefinieerd als het verschil tussen, enerzijds, de nucleaire kosten geraamd op het ogenblik  $t$  en, anderzijds, de provisies die op ditzelfde ogenblik aangelegd zijn, vermeerderd met het tijdelijk nucleair passief op dat ogenblik. Het vaststellen van een potentieel nucleair passief moet correctieve maatregelen tot gevolg hebben, waarna het regelmatig geëvalueerd dient te worden. Aangezien het reële bedrag van de kosten op het ogenblik  $t_f$  ongekend is, werd het nucleair passief verondersteld identiek te zijn met het potentieel nucleair passief.
- Het te financieren saldo op het ogenblik  $t$  wordt gedefinieerd als het verschil tussen de nucleaire kosten geraamd op het ogenblik  $t$  en de provisies die op datzelfde ogenblik aangelegd zijn. Indien het mechanisme toereikend is, is het te financieren saldo op het ogenblik  $t$  gelijk aan het tijdelijk nucleair passief op dat ogenblik. In het tegenovergestelde geval, is het te financieren saldo op het ogenblik  $t$  gelijk aan de som van het tijdelijk nucleair passief en het potentieel nucleair passief op dat ogenblik.



- De delta-kostprijs wordt gedefinieerd als het verschil tussen de uiteindelijke (reële) nucleaire kostprijs op het ogenblik  $t_f$  en de geraamde nucleaire kostprijs op het ogenblik  $t$ . Dit verschil hangt samen met verschillende factoren: economische factoren (inflatie, evolutie van de eenheidskosten, enz.), reglementaire factoren (bijvoorbeeld via het opleggen van nieuwe verplichtingen), inhoud van de installatie (bijvoorbeeld via de verhoging van de voorraad radioactief materiaal). De uiteindelijke kosten zijn uiteraard niet gekend, maar kunnen worden geëvalueerd door middel van gevoeligheidsanalyses. In het kader van de eerste inventariscyclus werd geen enkele evaluatie van dit type uitgevoerd: de uiteindelijke kosten werden verondersteld gelijk te zijn aan de kosten geraamd op het ogenblik  $t$ .

## RESUME

### **Mieux vaut prévenir que guérir: La mission légale de l'ONDRAF en matière de démantèlement et d'inventarisation des passifs nucléaires des installations nucléaires et des sites en territoire belge qui contiennent des substances radioactives**

Pour éviter l'apparition fortuite de passifs nucléaires nouveaux, et pour renforcer le rôle dévolu à l'ONDRAF en matière de démantèlement tel que défini en 1991, le législateur belge a chargé l'ONDRAF par la loi programme du 12 12 1997

- d'établir le répertoire, avec état des lieux, de toutes les installations nucléaires et de toutes les localisations contenant des substances radioactives;
- d'évaluer le coût de démantèlement et de restauration;
- de vérifier l'existence et la suffisance des provisions financières pour les opérations actuelles et futures;
- de procéder à une mise à jour quinquennale de cet inventaire.

Il s'agit d'une mission d'intérêt public basée sur l'expérience acquise avec les passifs nucléaires "historiques" techniques, en particulier du SCK•CEN et de Belgoprocess 1 et 2. Un premier rapport quinquennal couvrant la période 1998-2002 a été remis au gouvernement au début de 2003.

## SUMMARY

### **Prevention is better than cure: the legal mission imposed on NIRAS/ONDRAF for the dismantling and inventory taking of liabilities of nuclear installations and locations on the Belgian territory**

To preclude spurious occurrences of nuclear leftovers, and to strengthen the dismantling activities of NIRAS/ONDRAF, as they were specified in 1991, the Belgian Legislator - as laid down in the programme law of 12 dec. 1997 - imposed the following tasks on the Office:

- To establish an inventory record and status report of all nuclear installations and locations having radioactive materials,
- To evaluate the cost of dismantling and sanitising,
- To check the existence and adequacy of the financial provisions for present and future operation,
- To submit a five-yearly update report.

The mission is state-approved and relies on the experience collected with the handling of "historical" technical liabilities at SCK•CEN and at Belgoprocess 1 and 2.

The first five-year report was submitted to the government beginning 2003

## **REQUIREMENTS IN THE EU BASIC SAFETY STANDARDS RELATING TO DECOMMISSIONING AND CLEARANCE**

**Augustin Janssens  
European Commission, DG TREN.H4**

### **Abstract**

Directive 96/29/EURATOM has introduced the concept of clearance for materials arising from a regulated practice. This option is particularly useful for the recycling or reuse of materials with very low levels of contamination, but equally applies to the disposal as (industrial) waste with disregard of the radioactive contamination.

Member States are required to take Community guidance into account when establishing clearance levels. Such guidance has been published for the release of metals, building rubble and buildings arising from the dismantling of nuclear installations. In addition, guidance is offered on general clearance levels, i.e., default levels for any type of material, both for artificial and naturally occurring radionuclides (Radiation Protection 122, parts I and II). Such levels are important for international trade and have been discussed in the framework of a draft Safety Guide of the IAEA (DS161). The Commission holds the view that the clearance levels are an application of the concept of exemption rather than exclusion.

The rationale for establishing clearance levels will be presented as well as the use of such levels in a regulatory framework, e.g., for the decommissioning of nuclear installations. Attention will be given to the demonstration of compliance, in particular with regard to monitoring and sorting of materials.

On the other hand, the general clearance levels will also prove to be a suitable reference for the control of materials at the point of receipt (e.g., in steelworks). The issue of acceptance (by the metal industry, by consumers) will be discussed.

### **1. Regulatory Framework**

There is no specific Community radiation protection legislation on the decommissioning of nuclear installations. There are two proposals for Council Directives on the safety of nuclear installations<sup>1</sup>, including their safe decommissioning, and on the management of radioactive waste<sup>2</sup>, but they will not address radiation protection issues of decommissioning. Decommissioning is, however, a practice subject to the requirements of the Basic Safety Standards. Directive 96/29/Euratom specifies (Article 5.1) that decommissioning of nuclear fuel cycle installations shall be subject to prior authorisation. Where general requirements

---

<sup>1</sup> Proposal for a Council (Euratom) Directive setting out basic obligations and general principles on the safety of nuclear installations

<sup>2</sup> Proposal for a Council Directive (Euratom) on the management of spent nuclear fuel and radioactive waste

for the protection of workers and members of the public apply in the same way as for other practices subject to prior authorisation, these are not the subject of this paper.

The new Basic Safety Standards did, however, introduce two very important concepts: exemption and clearance, the latter being an essential feature of plans for the dismantling of decommissioned nuclear installations. Article 5.1 requires that the disposal, recycling or reuse of materials arising from a (reported or) authorised practice is itself subject to prior authorisation. However, such materials may be released from the requirements of the Directive subject to complying with **clearance levels** established by competent authorities. This provision allows the large volume of materials arising from dismantling of nuclear installations, with no, or very slight, levels of contamination, to be released for recycling or reuse, or for disposal in ordinary (industrial) landfills.

Article 5.2 further specifies that clearance levels shall be established taking into account the basic exemption criteria. These criteria are the same as those underlying the **exemption values** laid down in Annex 1 of the Basic Safety Standards, i.e., an individual dose of 10  $\mu$ Sv and a collective dose of 1 man Sv. On the one hand, however, the exemption values have been calculated on the basis of scenarios involving nothing but moderate amounts of the exempted materials, on the other hand there is a clear conceptual distinction between exemption and clearance. For an undertaking to decide whether a practice involving radioactive substances needs to be reported to the authorities, it is necessary that it can refer unambiguously to established values. In the case of clearance, materials not only leave regulatory control rather than entering it, but the decision to do so is still part of the (dismantling) authorisation. Thus the regulatory or licensing authority can adapt or modify the clearance levels on an ad hoc basis, or define conditions related to the release. Clearance is thus still a form of authorised release, it being understood that if such a release occurs below clearance levels, then the resulting doses can be regarded as trivial and not requiring any follow-up of the destination of the material. “Traceability” should not be considered as a requirement for cleared materials.

The general clearance levels (default values for any type of material and any destination) may be laid down in national legislation for direct application by the operator, but the specific levels (for metals, building rubble) will, in general, be applied only subject to certain conditions being complied with prior to release.

## 2. Community guidance

Article 5.2 of the Basic Safety Standards require competent authorities to take Community guidance on clearance levels into account. Such guidance has been issued for metals, buildings and building rubble, and any (other) type of material (general clearance levels). The guidance documents were approved by the Article 31 Group of Experts and published in the EC Radiation Protection series<sup>3</sup>. While the

---

<sup>3</sup> Radiation Protection 89: “Recommended Radiological Protection Criteria for the Recycling of Metals from the dismantling of Nuclear Installations”, Luxembourg, 1998  
Radiation Protection 113: “Recommended Radiological Protection Criteria for the Clearance of Buildings and Building Rubble Arising from the Dismantling of Nuclear Installations”, Luxembourg, 2000

guidance is not binding the wording of Article 5.2 implies that Member States should demonstrate that, while possibly introducing different (less restrictive) clearance levels, they nevertheless comply with the basic criteria (in particular, the individual doses of less than around 10  $\mu$ Sv).

Member States are not obliged to apply the concept of clearance. They may, in principle, prefer that all materials are to be disposed of as radioactive waste (presuming facilities for the disposal of large volumes of very low level waste are available). They may use criteria relating to the history of the material to legitimately assume that the material is not contaminated (“zoning” concept). While this concept has great merit, it is often still necessary to rely on measurements and the decision threshold of the measurement should obviously be below clearance levels.

The dismantling of nuclear reactors and reprocessing plants is an operation for which, under Article 37 of the Euratom Treaty, general data on the planned disposal of radioactive waste need to be submitted. Commission Recommendation 99/829/Euratom specifies the type of information that needs to be submitted, which is broadly the same as for an operating plant, except for information on the amounts of material available for release and on the clearance levels and other requirements set for this purpose. This allows the Commission to examine on a case-by-case basis whether there is compliance with Community guidance and, where appropriate, make recommendations in the Opinion published in the Official Journal.

#### Clearance levels for metals

Guidance on clearance levels for steel scrap from nuclear power stations was offered already in 1988 (Radiation Protection 43). In the meantime new studies had been conducted on the features of recycling (1985-1990) and the radiological protection criteria had been confirmed internationally (IAEA-NEA Safety Series 89). In addition it was considered appropriate to have clearance levels also for aluminium and copper, and different steel alloys, and to consider also surface contamination. The work of the Article 31 Working Party on metal recycling and reuse was very much a test case for the clearance concept that emerged from the new Basic Safety Standards (1996). It took until 1998 (Radiation Protection 89) for the clearance levels for metals to be published, hence too late for inclusion in the Basic Safety Standards.

The approach followed for the establishment of clearance levels included the detailed identification of exposure scenarios and the careful choice of parameters: physical parameters (distribution factors), parameters related to the industrial practice (type of furnace) and to the exposure pathway (exposure time, dust concentration). A “prudently realistic” deterministic approach was followed for the identification of reference groups of the population (workers, consumers) to calculate annual doses for compliance with the 10  $\mu$ Sv criterion.

This has yielded a broad range of values (all types of metal confounded) ranging from 1 Bq/g (e.g., Co-60, Pu-239) to 10 000 Bq/g (e.g., Fe-55). It was further specified that compliance with clearance levels should be demonstrated for items or batches of a few hundred kilograms. This averaging mass was chosen for coherence

---

Radiation Protection 122: “Practical Use of the Concepts of Clearance and Exemption, Part I: Guidance on General Clearance Levels for Practices, Luxembourg, 2000

with the scenarios, but also dictated by the concern that for larger amounts operators could be tempted to dilute low-level radioactive waste in non-contaminated material.

Surface criteria were considered in a similar way, and it was laid down that mass and surface criteria applied simultaneously, the latter being the more restrictive for thick slabs even in case of actual mass contamination. For reuse, surface criteria are more restrictive and no mass clearance levels were introduced, the reason being that ingots could be transformed directly into finished products without being mixed with other material in the furnace.

#### Clearance levels for buildings and building rubble

For building rubble a similar approach was followed as for metals, but it was soon concluded that for the large amounts that need to be considered the levels would be extremely low. On the other hand, the use of surface criteria for reuse of the building for non-nuclear purposes (industrial or other) was found to be a very feasible option, even more so if the building is to be demolished anyway (in which case one may consider even higher surface contamination levels). For small-scale demolition works yielding less than 100 tonnes/year, one may multiply the mass clearance levels by a factor of 10 so that they are in general of the same magnitude as for the metals.

Again, as a precaution, averaging constraints were imposed (1 m<sup>2</sup> for surface activity, 1 tonne for mass activity).

#### General clearance levels

As soon as the work on building rubble was completed, rather than specifying clearance levels for other types of material (plastics, etc.), it was decided to set default levels for any type of material (and any release pathway).

The approach to setting general clearance levels is different. It is not feasible to consider in detail all possible scenarios for any type of material. Instead, enveloping scenarios have been defined to cover the different exposure pathways in a way that is consistent with the scenarios for building rubble and examining whether these are suitable in other situations as well.

The resulting “general clearance levels” have been published in Radiation Protection 122, Part I. Part II of the same publication addresses naturally occurring radionuclides and is not dealt with in this presentation. The idea of default values has been very appealing to Member States and the levels have promptly been introduced in some national legislation.

### **3. Scope-defining levels**

The EU guidance on clearance levels has also received a lot of positive attention internationally. There have been many bilateral contacts with US and Japanese authorities pursuing a similar development. So there was hope for the EU guidance, in particular for general clearance, to be confirmed internationally as an IAEA Safety Guide, thus ensuring that clearance in the EU would not be counteracted by trade barriers elsewhere in the world (scrap metal being indeed traded globally).

Unfortunately, this has not happened, even though the Commission has repeatedly offered to reconsider its own guidance for the sake of international consensus.

Instead, the IAEA has launched an initiative relating to international trade of commodities, irrespective of their origin (clearance, Chernobyl, natural radiation sources). The starting point was a resolution of the Board of Governors, stating that there was a need for contamination levels in food to be extended beyond the first year after an accident and at the same time to set similar levels, e.g., for wood exported from the Chernobyl contaminated territories.

The IAEA took on board the task of defining such levels (originally labelled “Scope Defining Levels”) for any type of commodity, which soon turned out to be a huge undertaking. It proved almost impossible to define a unique set of values for foodstuffs, building materials, metals, wood, etc. At the same time there was a strong plea for simplification. The new levels should not add another layer to the existing exemption levels laid down in the Basic Safety Standards and clearance levels (EU guidance).

In addition there was a shift from “trade in commodities” to defining a borderline for the inclusion in a regulatory control scheme. If there was a unique set of levels, it would indeed be appealing to consider this as a kind of “exclusion” level. The plea for simplification even led to the consideration of just a few radionuclide categories, rather than a nuclide-specific list, but this attempt was soon aborted.

This matter of principle was important, not for the sake of philosophy, but because it would have implications for the choice of the levels in relation to clearance levels. There should be no barriers to trade for cleared materials, hence the SDL should be higher than, certainly, the general clearance levels, preferably also the specific levels, e.g., for metals. This would not be a suitable level for “exclusion” however, since other commodities at such levels would neither be justified nor harmless. Thus the pursuit of exclusion levels has pushed the SDLs down to below the general clearance levels. IAEA consultants have defined scenarios that incorporate those for clearance or that otherwise ensure that this is indeed the case, with very few exceptions (notably for Pu-239 and other  $\alpha$ -emitters).

The distinction between exemption and exclusion relates essentially to whether the use of the material may be subject to regulatory control, while the import is not subject to restrictions. This may seem a very hypothetical case, since if certain uses may be regarded as undesirable (e.g., recycling into toys), one may argue that such uses should have been considered in the clearance scenarios. In addition, while the uses of such materials are in principle “controllable”, this is difficult in practice, since there should be no “traceability” and the cost of monitoring would be very high (with the possible exception of portal monitors in steelworks). Nevertheless, since the SDLs would apply not only to cleared materials but also to those resulting from authorised release, the idea of “controllability” should be maintained.

It was eventually agreed that the SDLs for artificial radionuclides should fit in the conceptual framework of exemption, whereas for naturally occurring radionuclides in general the concept of “amenability to control” underlying exclusion would prevail, leading to levels of 0,5 Bq/g for the U and Th-families and 5 Bq/g for K-40.

#### **4. Conclusions**

The long-standing work of the Commission and the Article 31 Group of Experts will, hopefully, soon result in the default levels for any type of material, general clearance levels, to be adopted internationally as being exempted from any trade restrictions. Eventually this may lead to the current exemption values (Annex 1 respectively Schedule 1 of the EC and IA-BSS) being replaced by the SDLs.

Nevertheless, the guidance on specific clearance levels, in particular for metals, may still be useful, provided that the national scrap metal industry is ready to accept such materials, or if the material from dismantling is sufficiently mixed with other materials in a conveyance so as to comply with general clearance levels (or SDLs) in international trade.

For buildings, the rule will be to clear buildings as they stand before demolition on the basis of surface criteria. One would not expect any problems with international trade of building rubble (nor with recycled rubble in concrete, etc.).

It should be emphasised that the application of clearance levels is part of a comprehensive scheme putting the dismantling under regulatory control. This includes establishing an inventory of contamination, including contamination-free areas and areas with a potential for clearance. Clearance will rely on suitable measurements for a set of reference radionuclides (applying the sum rule for other radionuclides on the basis of estimated levels) and proper documentation, before an explicit permission is granted to clear the material, rather than to keep it on-site or to authorise (conditional) release.



## **DOSE ASSESSMENT AND DOSE OPTIMISATION IN DECOMMISSIONING USING THE VISIPLAN 3D ALARA PLANNING TOOL.**

**F.Vermeersch**

SCK•CEN, Boeretang 200, 2400 Mol Belgium

### **Abstract**

The optimisation of radiological protection of the workers in nuclear industry is an important part of the safety culture especially in the field of decommissioning where we are confronted with a radioactive environment that is in the process of constant change. The application of the ALARA concept (to keep exposures As Low As Reasonably Achievable) is not always straightforward in such cases. A good ALARA pre-job study must be performed and should contain predicted doses in the work area and investigate the effects of geometry, material, source or work position changes. This information provides a quantitative basis to select between various alternative work scenario's for a specific operation.

In order to handle this information SCK•CEN developed the VISIPLAN 3D ALARA planning tool. This PC-based tool makes it possible to create and edit work scenario's taking into account worker positions and subsequent geometry and source distribution changes in a 3D environment.

The presentation will show the current status of the tool and its application to the decommissioning of the BR3 reactor and other installations. New developments will also be presented regarding the geometric and radioactive characterisation of a decommissioning site. The use of human motion simulation tools in ALARA assessment will also be discussed.

This will show how new developments of software and measurement tools can help dealing with the new challenges of decommissioning in the field of dose optimization.

### **1. Introduction**

In order to perform a good ALARA-study for a planned work, information has to be gathered concerning the site geometry, the distribution of the sources, the work planning, the shielding options, the costs. All these aspects have to be considered to arrive at an adequate ALARA-decision. The information has to be organized, structured and analyzed to determine the best approach for the planned work. Tools for supporting the ALARA-analyst are clearly desirable in this context.

A large portion of ALARA is the "As Low As" part concerning the reduction of the dose. This means that the ALARA-analyst must be able to assess the dose in the working area and investigate different shielding options. The need for a fast 3D-calculational tool is clear due to the geometrical complexity of many work environments in nuclear industry.

The VISIPLAN 3D-ALARA planning tool develop at SCK•CEN provides an answer in a variety of environments down to the level of the dose uptake by the individual worker.

The tool and its capabilities are presented in the next section. Examples of applications in decommissioning activities are given thereafter. New developments are described at the end of the paper.

### **2. The VISIPLAN 3D ALARA planning tool**

The tool is developed to assist the ALARA analyst in the ALARA pre-job studies, in the dose calculations but also in the communication between the stakeholders during the ALARA evaluations. The method used for the dose assessment is based on a point-kernel calculation with an infinite media build-up correction. The method has proven its applicability in dose assessment in the radiation protection and dose optimization field<sup>1,2,3</sup>.

The tool calculates the dose account for different work scenario's defined by the ALARA analyst, taking into account worker position, work duration and subsequent geometry and source distribution changes.

The VISIPLAN methodology is based on four major steps, model building, general analysis, detailed analysis and follow-up.

In the first step the computer model of the environment is build based on the known geometry, the materials information and information about the radioactive sources of the site. This results in the basic geometry from which other geometry's, mostly with supplementary shielding, can be derived. When the sources are known a calculation of the field can be performed immediately.

In the general analysis phase the calculated dose rate field is studied and suggestions about shielding techniques are tested and analyzed using calculated dose maps for each of the suggested shielding geometry's. Once a shielding geometry is chosen a detailed dose calculation can be performed along a trajectory consisting of a series of tasks, characterized by a position, a task description and a work duration. The trajectories can be calculated in different shielding geometry's.

Scenario's can then be build through a selection of trajectories calculated in the different geometry's. The comparison of the scenarios leads to an optimization, with respect to the dose uptake of the work to be performed.

In the follow-up stage the dose accounts of the workers are compared with the predictions from the model. When large deviations occur a reassessment of the work can be performed by adapting the model to the new information. This makes it possible to adjust, and thus to further optimize the work during its progress.

The VISIPLAN tool has been applied successfully for ALARA work planning in different environments going from nuclear reactors to decommissioning sites and has stimulated a more rigorous implementation of the ALARA concept.

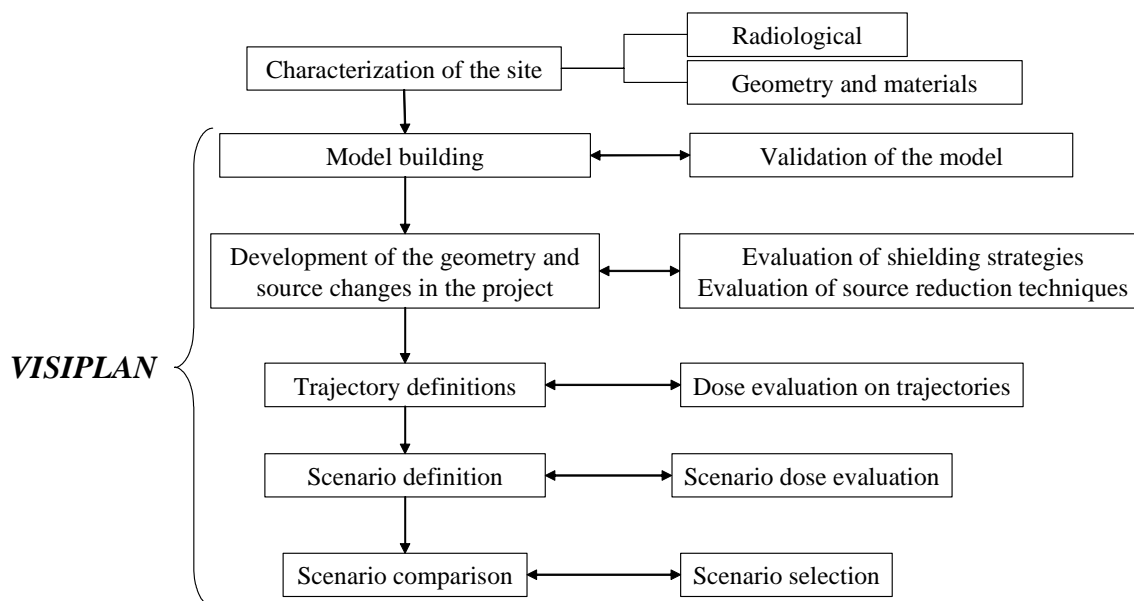


Fig. 1. The different steps where the VISIPLAN 3D planning tool is used in the ALARA analysis.

### 3. Applications

#### *The BR3 decommissioning project.*

The BR3 reactor was the first PWR plant to be built in Western Europe. Started in 1962, it has been definitely shut down in 1987. It is a low rated plant with a net power output of 10.5 MW<sub>e</sub>.

Nevertheless it presents all the features of commercial light water reactors, has undergone the same type of life, water chemistry, irradiation etc.

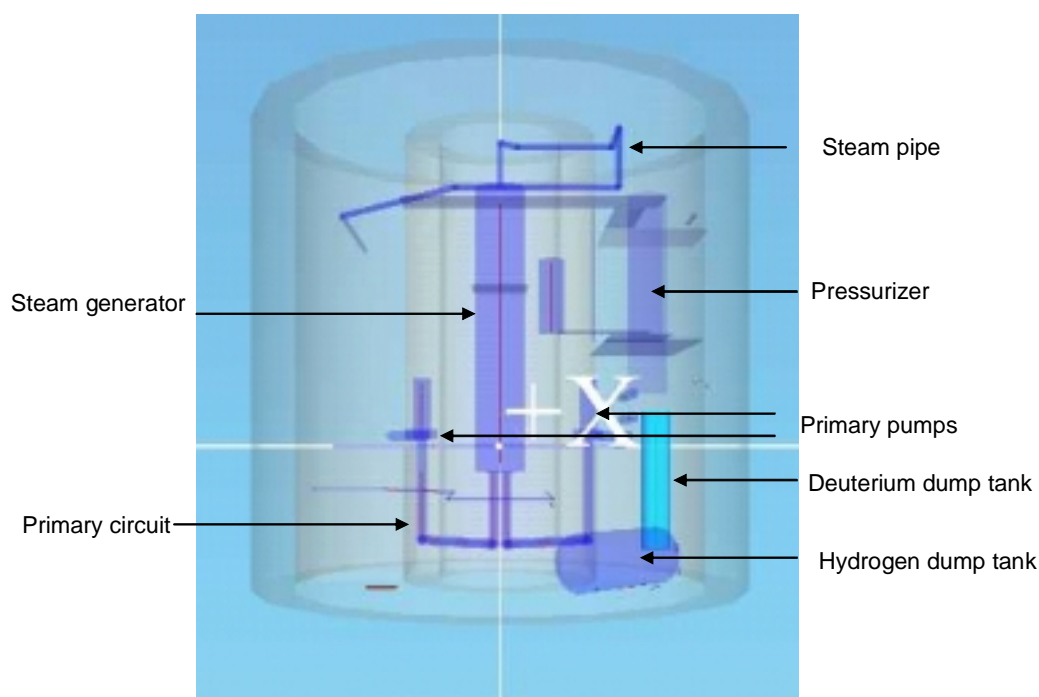
At the end of 1989, the European Commission selected the BR3 as European pilot decommissioning project within the framework of its five year Research and Technological Development programme. The Commission selected four pilot projects, covering almost all kind of nuclear reactor types and facilities (PWR, BWR, AGR and reprocessing plant).

The VISIPLAN tool was used on several occasions during the BR3 decommissioning process in order to evaluate the dose uptake and optimize the work with regard to the dose<sup>4,5</sup>.

A simplified 3D-model of the site under the operating deck was developed which includes the main structures of the site (Fig. 2). The geometrical and materials data was taken from technical drawings. The source strengths were determined based on a set of contact and ambient dose rate measurements well distributed over the whole site. The source strength were then determined using a source inference technique. Spectral analysis revealed that Co-60 was the major isotope contributing to the dose. As a consequence we modeled sources as pure Co-60. A good agreement was found between the measured and calculated doses.

A dose assessment was performed based on the work description list provided by the work planner. This work description list contains information on the work to be performed the number of workers involved and the time spent at certain positions on the work floor.

Based on this information the tools in VISIPLAN provided information on the collective dose and the individual dose for the work as described in the list. The different tools in VISIPLAN also allow assessing the influence of the task order, or the introduction of shielding during the tasks. The results obtained together with other input (financial, feasibility,...) guided the decision makers to find an optimum solution for the work plan.



**Fig. 2.** VISIPLAN model of the BR3 area under the operating deck.

### **Hot cell 41 refurbishment**

Cell nr 41 was already out of service since several years, when the decision was taken in 1999 to dismantle its contents to equip it in the framework of a new program, about the reinstrumentation of irradiated fuels. From a historical point of view, this cell was used successively since the years 60 for the reprocessing of ceramic fuels, the manipulation of Pu-fuel and finally for the reprocessing of highly uranium enriched irradiated fuel using chemical extraction techniques.

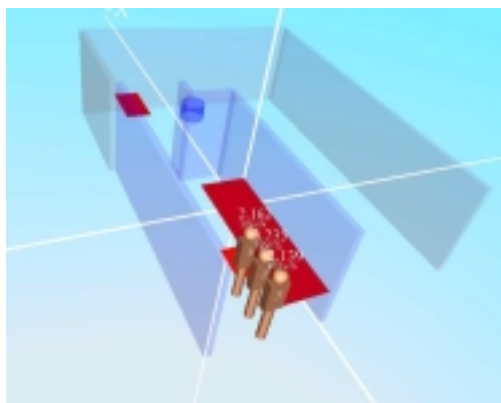
Before putting the dismantling of cell 41 into practice, a detailed ALARA study was carried out. The first step consisted of a radiological measurement campaign inside the cell. TLD-dosimeters (thermoluminescent) were used to obtain dose rate values. Smear samples were also taken at several

representative points of the cell. These samples were afterward measured to obtain an estimation of the transferable contamination. Several smear samples were also measured in gamma spectrometry to obtain an estimation of the isotopic composition of the contaminants.

Based on the measurement results mentioned above an extensive ALARA study was carry out using the software VISIPLAN.

In the framework of the dismantling of cell 41, different shielding options of the hot-spots were studied.

Based on the different trajectories that were calculated, a scenario can then be build allowing having a global view of the different operations to be carry out and of the dose levels that will be received by the different workers. A global collective dose of 21 man.mSv was foreseen (taking into account the uncertainties defined in the system, between 15 and 28 man.mSv). The collective dose measured was 26 man.mSv, a good agreement taking into account the uncertainty in the assessment<sup>6</sup>.



**Fig. 3.** The cell 41 refurbishment (Outside view of the hot cell (left), simulation in VISIPLAN (right))

### **New developments**

The VISIPLAN program is under constant development to enlarge its capabilities and to answers to requests from our users. The developments occur in different area's going from improvements in the geometric library and calculation speed to the establishment of links with other software and measurement tools.

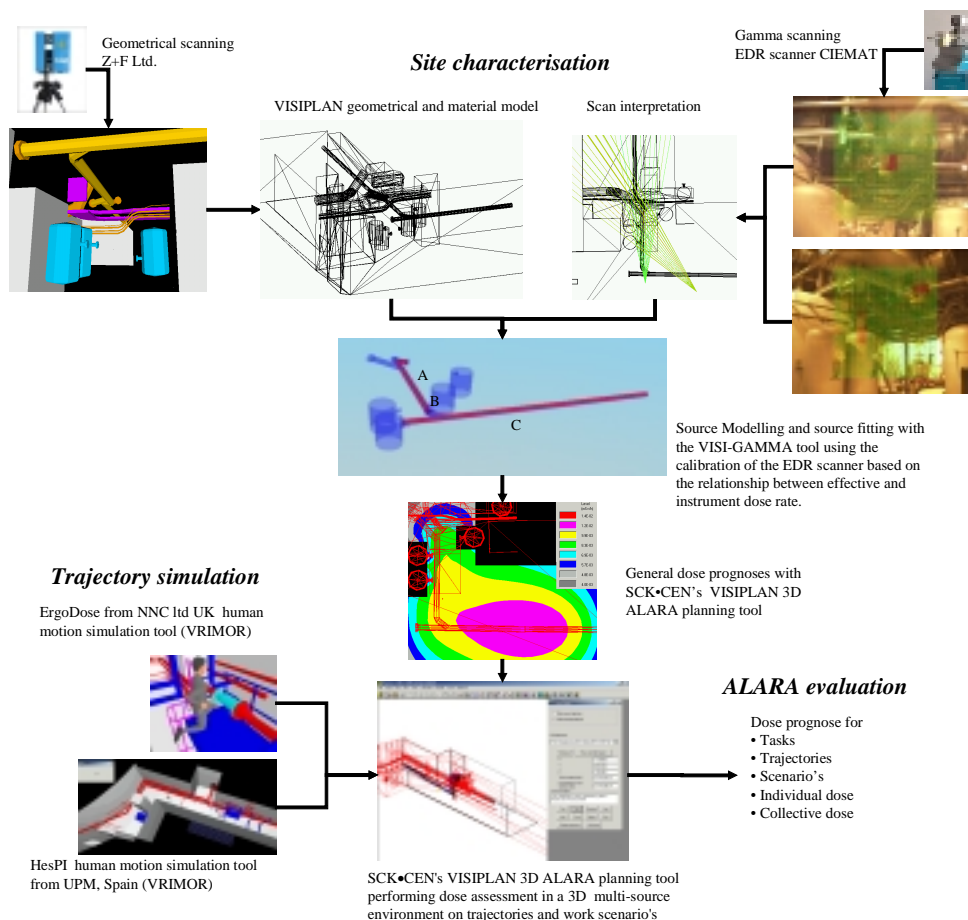
In order to be able to cover more geometric environments with the VISIPLAN software new volumes are introduced and tested such as the cone, conic tube, and cut spheres enabling a more realistic representation of a radioactive environment. The need to analyze bigger and more complex environments spurred the development and implementation of a sorting algorithm to select only the volumes having an influence on the dose assessment. The implementation of this algorithm leads to a faster dose assessment in a complex environment.

The need to analyze more complex environments directed us also to establish a link with a CAD tool. An interface was established between VISIPLAN and the Microstation CAD package through a collaboration between Tractebel Engineering and SCK•CEN. This interface enables the transfer of the geometric data of the CAD system to the VISIPLAN system reducing the time spent in the geometric building process of the environment. The interface is operational and is now being extended to the new volume type described above.

SCK•CEN collaborated with the VISIPLAN 3D ALARA planning tool and the experience gained with it in the European 5<sup>th</sup> framework program called VRIMOR standing for "Virtual Reality for Inspection, Maintenance, Operation and Repair". The aim of the project was to show the viability of an integrated approach to minimize occupational exposure through the combination of different technologies including gamma scanning, geometrical scanning, human motion simulation tools and a radio-geometrical modeling tool<sup>7</sup>. Now we have reached a stage in which we have established a set of interfaces enabling the data transfer to and from the different tools involved in the project. This

technology has been applied at the Almaraz Nuclear Power Plant in Spain and resulted in a Technological and User Perspective Review Report by Tecnomat Spain<sup>8</sup>. The interfaces developed involve the human motion data obtained by the human modeling tools ErgoDose developed by NNC Ltd UK and HesPi by Universidad Politecnica de Madrid, Spain. The radiological characterization makes use of the gamma scanning interface to import and analyse gamma scans measured with the EDR gamma scanner from CIEMAT<sup>9</sup>. A third interface was established between the Light Form Modeller tool from Z+F Ltd UK enabling the transfer of a scanned geometrical environment to VISIPLAN.

The availability of these data exchange interfaces between the different tools of the partners allows an integrated approach to ALARA in maintenance outage and repair in existing Nuclear Power Plants going from characterizing the work area to the work simulation, dose assessment and dose optimization.



**Fig. 4.** Integrated approach to the ALARA evaluation developed in the VRIMOR project.

## Conclusion

The VISIPLAN tool set provides the ALARA analyst with a state of the art dose assessment and dose optimization tool.

The tool assists in:

- Geometric and source modeling.
- Source strength evaluation.
- Dose assessment in a 3D environment.
- Trajectory Simulation and dose evaluation.
- The flexibility to edit the radioactive environment or trajectories in order to optimize the planned task.
- Communication between the ALARA stakeholders.

The tool has proven to be valuable for dose optimization applications going from design of new installation through maintenance up to decommissioning.

## REFERENCES

- 1- F.Vermeersch, C.Van Bosstraeten  
“Development of the VISIPLAN ALARA planning tool”, Proceeding of the International Conference on Topical issues in Nuclear Radiation and Radioactive Waste Safety, Vienna Austria, 31-August to September 4, 1998
- 2- F.Vermeersch, B.Carlé and P.Deboodt  
“The use of information technology in Radiation Protection training.”, Conference on Radiation protection training, what are the future needs, Paris, France 6-9 September 1999.
- 3- Vermeersch, F. and Vanbosstraeten, C.  
"Software VISIPLAN: A powerfull tool for optimisation.", 2<sup>nd</sup> European workshop on occupational exposure management at NPPS, Tarragona, Spain, 5-7 April 2000.
- 4- MASSAUT, V., DEBOODT, P., VERMEERSCH, F., LEFÉBVRE, A. KLEIN, M.,  
"Optimisation and decommissioning: Challenge and limits", 1st European ALARA Network Workshop, ALARA & Decommissioning, 1-3 December 1997, INSTN Saclay France, Paper No 1
- 5- V.Massaut 2002  
The radioprotection Optimisation applied in an actual cas: the BR3 decomissioning project. 3<sup>rd</sup> European forum of “Radioprotectique”.
- 6- Ph. Antoine 2002  
Démantèlement de la cellule chaude n°41 au SCK•CEN en s'aidant de l'outil de planification ALARA VISIPLAN, 3<sup>o</sup> Journées SFRP 11-12 juin 2002
- 7- Lee, D., J.et al  
"Virtual Reality for Inspection, Maintenance, Operation and Repair of Nuclear Power Plant (VRIMOR)", FISA 2001, EU Research in Reactor Safety, Luxembourg, 12-15 November 2001 Edited by G. Van Goethem et al.
- 8- VRIMOR project  
"Technological and user Perspective report" FIKS-CT-2000-00114, European 5<sup>th</sup> framework program.
- 9- F.Vermeersch,  
Technique for radiological characterisation and task dose evaluation based on gamma scanning, work simulation and 3D dose modelling of a work site. Proceedings of ICEM'03, The 9<sup>th</sup> International Conference on Environmental Remediation and Radioactive waste management Examination schools,Oxford,England, September 21-25, 2003.

## **Overview of different available decontamination techniques**

**Iris Vanstraelen, Anne-Catherine Detiège, Marc Vandorpe  
Tecnubel**

### **Abstract**

Tecnubel is specialized in the service-fields to the nuclear industry, in industrial cleaning and sanitary cleaning. Tecnubel supplies many applications for decontamination and dismantling in the nuclear industry.

Decontamination is defined as the removal of contaminated particles from surfaces of facilities or equipment by washing, heating, chemical action, mechanical cleaning... The decontamination of materials and components is a process that uses various physical and physico-chemical aspects. To choose the most effective decontamination technique we need to know the exact parameters of the contaminated surface. Some of these parameters are for example the location of the contamination, the history of the material, the contaminated depth and the type of contaminants.

The objective of the decontamination can also influence the selection of the selected process. This objective can be the reduction of the radiation dose rate of the component, the removal of loose or semi-loose contamination to avoid a further risk of spread during subsequent operations, the “deategorization” of the waste to be produced or even the free release of the materials.

The decision to decontaminate should be weighted against the total dose and cost of the operation itself. The decontamination process will generate secondary waste; it involves costs and can also lead to radiation or contamination exposure, which must be balanced versus ALARA.

The replacement of neutron absorbing material at the spent fuel storage racks of the Tihange NPP will illustrate the subject.

### **1. Introduction**

Decontamination is defined as the removal of contamination from surfaces of facilities or equipment by washing, heating, chemical action, mechanical cleaning, The decontamination of materials and components is a process which uses various physical and physico-chemical aspects. The contamination can concern the deposit of some micrometer of contaminating product in case of metals, up to a few centimeters in case of concrete. To choose the most effective decontamination technique the exact parameters of the contaminated surface has to be known. Some of these parameters are for example the location of the contamination, the history of the material, the contaminated depth and the type of contaminants of the contamination.

The objective of the decontamination can also influence the selection of the process to be used. This objective can be the reduction of the radiation dose rate of the component, the removal of loose or semi-loose contamination to avoid a further risk of spread during subsequent operations, the decategorization of the waste to be produced or even the free release of the treated material.

The decision to decontaminate should be weighted against the total dose and cost of the operation itself. The decontamination process will generate secondary waste; it involves costs for the operation and can also lead to radiation or contamination exposure, which must be balanced versus ALARA.

The degree of attachments of the contaminant to the surface depends on a lot of factors, like the type of the base material, the surface roughness, the degree of corrosion, the surface of material porosity, as well as the physico-chemical properties of the fluid that was in contact with the contaminated material during reactor operations, like the pressure, temperature, pH... All of these factors play a major roll in selecting the optimum decontamination process.

## **2. Chemical Decontamination**

### ***2.1. General***

The decontamination of metallic pieces and equipment concerns mostly pieces made in stainless steel (SS) or in carbon steel (CS). Other materials like Aluminum (Al) or even less used metals like Inconel, Copper, lead, or other alloys.

For the decontamination of metals, the processes are divided into chemical, electrochemical and physical processes.

Over the years, chemical decontamination has been an effective method for reducing reactor systems and components dose rates at nuclear plants.

The most important objectives of chemical decontamination system are:

- To reduce dose rates around the concerned loop
- To minimize the radiation dose related to the operation
- To concentrate the removed activity in as less as possible secondary waste

A distinction has been made between the processes used in closed systems (e.g. full-system decontamination of the primary circuit of a reactor or the partial decontamination of closed loops), and the processes used open tanks (e.g. decontamination of dismantled pieces)

### ***2.2. Full System and closed system decontamination***

The most used processes or known processes for full system decontamination are summarized in table 1.



Table 1: Chemical decontamination processes

<i>Process name</i>	<i>General Description</i>
LOMI	LOMI is an acronym for Low Oxidation State Metal Ion and was developed by scientists at the Central Electricity Generating Board (CEGB) in England in the late 1970s and early 1980s. The process incorporates vanadium (II) as a reducing agent and picolinic acid as the complexing or chelating agent. LOMI has been the most successful process for the removal of deposits where zinc and hydrogen water chemistries (HWC) have been employed during reactor operations. It is also the only process approved by the Electrical Power Research Institute (EPRI) and General Electric (GE) for use on GE designed reactor systems including the reactor pressure vessel and fuel.
LOMI-2	Similar to the properties outlined above for LOMI, but adjusted to be applied in a regenerative mode. The process, developed by EPRI in the late 1990s, reduces the secondary waste produced from the decontamination.
CANDEREM	A regenerative process comprised of citric acid and EDTA was developed by the Atomic Energy of Canada (AECL) in the mid 1980s. The CANDEREM process was used for the full system chemical decontamination performed by PN Services at Indian Point 2 in the mid 1990s. The process is now approved by Westinghouse for full system decontaminations, with fuel in place, for Westinghouse PWR's
CITROX	A dilute regenerative process to be applied to both PWR and BWR reactor piping and system components developed in the 1980s. The CITROX process comprises citric acid and oxalic acid.
NITROX	A proprietary chemistry of PN Services was developed in the mid 1990s for the chemical decontamination of reactor coolant pumps (RCP's). The cyclic process containing nitric acid, oxalic acid and potassium permanganate was modeled on the CITROX process and was developed to minimize secondary waste. The nitrox process was qualified by Westinghouse specifically for the chemical decontamination of Westinghouse RCP's.
NITROX-E	Similar to the properties outlined above for the NITROX process but adjusted to destroy the chelating species during the process. The NITROX-E chemistry has been applied very successfully to both reactor coolant pumps and contaminated systems since its inception in the late 1990s.
REMCON	REMCON is family of chemistries employed by PN Services for very specific customer applications.
AP and NP	Alkaline permanganate (AP) and nitric acid permanganate (NP) are oxidation processes applied when radioactive deposits contain high levels of chromium. These processes were developed in the early 1980s and are used when the presence of chromium in the deposit renders the deposit insoluble by simple acidic dissolution. Remnant testing prior to the chemical decontamination, or samples taken during the process, can determine when these chemistries need to be applied.
DfD	DfD or Decontamination for Decommissioning was developed by EPRI primarily for the decontamination of reactor systems and components for free release. The process was developed in the late 1990s and used by PN Services for the full system decontamination for decommissioning. This process combines the advantages of applying a dilute chemical solution similar to that used on operating plants (LOMI or EMMAC), and achieves high decontamination factors (over 1000), as obtained from hard chemical processes.

CORD	The Chemical Oxidizing Reducing Decontamination process developed by Siemens KWU is a three steps chemical process. It is applied in several cycles. Each cycle comprised the following steps: Oxidation step, using permanganic acid; Decontamination step using oxalic acid; Purification step by addition of permanganic acid or hydrogen peroxide.
EMMAC	Decontamination operations for following SG replacement were performed by Framatone-ANP in association with its affiliated company STMI using a dilute chemical process developed and patented by EDF (French Utility), called EMMAC. The same process is also used for the decontamination of chemical and volume control system heat exchangers. Today this process is used at the SOMANU (Framatone-ANP subsidiary) hot repair and maintenance workshop at Mauberge France. This facility consisting of four 1 m <sup>3</sup> tanks, 4.2 meters long, is used to decontaminate equipment and components for disassembly/ assembly and machining operations. Approximately 10 primary cooling pumps per year with arrive for repairs and with an initial activity level of 100 GBq are decontaminated by up to a factor of 50 using the EMMAC process.

The most of these processes are multi-steps chemicals processes. Some processes are used in combination with an other chemical process e.g. NP-Citrox.

### Multi-steps chemical processes

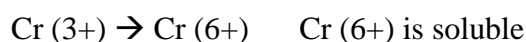
The layer of corrosion products forming the typical crud of PWR reactors and is very insoluble. These processes always use an oxidation step followed by a dissolving step of the oxides and a complexation of the dissolved metals. In general this steps are carried out in several decontamination cycles till the expected decontamination factor (DF) is achieved. For closed systems decontamination, there are two large types of processes: the so-called “hard” processes with a strong concentration of reagents, and the “soft” processes with a low reagents concentration. The hard processes are practically no more used because they lead to a higher secondary waste volume production. The soft processes are used for the decontamination of loops. The frequently used processes are given in table 2 with their most important characteristics.

Table 2: frequently used multi-steps processes

	LOMI	CORD	CITROX
Oxidation	AP NP	HMnO <sub>4</sub>	AP NP
Reduction	C <sub>2</sub> H <sub>2</sub> O <sub>4</sub> HNO <sub>3</sub>	C <sub>2</sub> H <sub>2</sub> O <sub>4</sub>	C <sub>2</sub> H <sub>2</sub> O <sub>4</sub>
Decontamination	LOMI reagent Vanadous picolinate formate	C <sub>2</sub> H <sub>2</sub> O <sub>4</sub>	Citric acid Oxalic acid
Purification	Ion Exchange Resins	Ion Exchange Resins	Ion Exchange Resins

#### *First step: Oxidation step*

For crud present in PWR's, this step is necessary to oxidize the insoluble chromium. The chromium is present to the state Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (Cr<sup>3+</sup>) in the substituted magnetite film. This Cr acts as a protective barrier to the film, and it must be eliminate before the attack of layer below.



Chemical agent: potassium permanganate, ozone, permanganic acid,

### ***Second step: Reduction step + decontamination***

After oxidation, a reduction step is carried out for solubilisation of iron oxides ( $\text{Fe (3+)} \rightarrow \text{Fe (2+)}$ ) and nickel, manganese oxides.

Chemical agent: oxalic, citric, picolinic,... acid

These compounds have a complexing power that prevent the precipitation of dissolved metals and increase the process reaction rate.

Strong complexing agents e.g. EDTA are very effective but less used as they interfere the treatment of effluent and are non suitable in nuclear solid waste.

In a general way, these processes are especially well adapted for decontamination in the framework of reactor operation, in view of reusing the equipments. As a result of their weak aggressivity, they do not have an influence on the integrity of complex systems.

### **Batch chemical processes**

This discontinuous process is suitable for the decontamination of cut pieces in view of to their dismantling and thus their possible release as non radioactive waste. It is recommended to use more aggressive methods attacking also the base metal, as this gives a better assurance regarding the final level of contamination reached.

When multi-step processes are used in a bath on cut pieces, their efficiency can be improved by a combination of chemistry with ultrasonic.

Improving the efficiency:

- Reducing of the contact time needed for dissolution.
- Mechanical improvement of the contaminant release.
- Decrease of the working temperature.

The pieces are passing from one bath to another, and then a new cycle is restarted until the expected residual levels are reached.

### **Processes in one single step**

Here a synthesis will be made of the chemical processes applied in one single step and using sufficiently aggressive reagents in order to reach the residual levels allowing the free release of the treated pieces.

Example: Process with Cerium (IV+)

This process uses the potential of raised oxidation of the Cerium (IV+) to assure at the same time the oxidation of the oxides present in the crud layer as well as to oxidize and put in solution a base metal layer of some microns. This double attack guarantees the complete decontamination of the piece as far as the reagents can reach all contaminated surfaces.

The Ce (IV+) process was developed at Studsvik in Sweden, they defined the SODF process (Strong Ozone Decontamination Process) and at JAERI and JPDR in Japan they developed the REDOX process and at SCK.CEN in Belgium, where the MEDOC process was developed.

## MEDOC – SCK•CEN

**ME**tal **D**econtamination by **O**xidation with **C**erium is based on the use of cerium IV as strong oxidant in sulphuric acid with continuous regeneration using ozone.

An industrial facility has been designed and erected at SCK•CEN in Belgium. It treats metallic pieces arising from the dismantling of the BR3 PWR reactor.

The industrial scale MEDOC plant allows the batch wise treatment of 0.5 tone/day of highly contaminated materials e.g. up to 20,000 Bq/cm<sup>2</sup> and can achieve decontamination factors higher than 10<sup>4</sup>.

Since the installation starts up in September 1999, 80 % of the treated material including primary pipes has been cleared and sold to a scrap dealer. Up to now, MEDOC has been accomplished as a batch process, the SCK•CEN use now the MEDOC plant to decontaminate large components in one piece before cutting them, such as the BR3-steam generator and the pressurizer. The purpose of this operation is to reach sufficient decontamination factor to reduce the dose rate and free release material after melting.

### *2.3 Advantages and disadvantages for chemical decontamination*

#### *Advantages:*

- Chemical decontamination allows the treatment of complex geometry material (inside parts of tubes,...)
- With strong mineral acids, a decontamination factor over 10<sup>4</sup> can be reached allowing the clearance of material.
- With proper selection of chemicals, almost all radionuclide may be removed.
- Chemical decontamination is a well-proved and known process in many nuclear plants and facilities.

#### *Disadvantages:*

- The main disadvantage is the generation of secondary waste which requires appropriate processes for final treatment and conditioning.
- The safety due to the chemical hazard with high corrosive products (Acid) and byproducts.
- The chemical decontamination processes are mostly not effective on porous surfaces.

## **3. Physical processes**

Besides the chemical processes used for thorough decontamination, the physical processes are often a bit simpler to use, but are generally less aggressive than their chemical counterparts.

The physical processes, as their name indicates, use a physical mean to remove the contamination layer from the base material. The base material can be all kind of material: metal, concrete, asphalt, brick...

### *3.1. Ultrasonic cleaning*

The cleaning in an ultrasonic bath is a classical technique for the decontamination of pieces presenting an unstable not strongly fixed contamination. It is generally used with addition of a detergent.

Ultrasonic cleaning is based on the process of cavitations, whereby ultrasonic waves are transmitted through a cleaning fluid, forming bubbles within low-pressure areas and expanding until they enter a region of pressure high enough to cause their collapse. The

energy created by these cavitations can effectively loosen and discharge many contaminants from a part's surface. The agitation by the imploding bubbles creates a scouring of both exposed and hidden surfaces of immersed parts. As the frequency increases, the number of the bubbles, or cavities also increases; but the energy released by each cavity decreases. The three essential components of any ultrasonic cleaning system are: a tank to contain the cleaning liquid, a transducer to convert electrical energy into mechanical energy, and an ultrasonic generator to produce a high frequency electrical signal.

For pieces strongly contaminated like stainless steel pieces having stayed for a long time in storage pools, this technique does not allow to remove the contamination fixed on the piece. The DF is smaller than 2.

The cleaning in an ultrasound bath is very often used for the rinsing of pieces that underwent a chemical decontamination in order to eliminate completely the liquid film as well as the liquid micro droplets fixed at the surface of the material. The treatment is even more important as the roughness after chemical treatment is high.

Ultrasounds can also be used immediately in combination with a chemical treatment process. Generally in this case one observes a synergy between the effect of the ultrasounds and the chemical effect. This synergy increases the efficiency of the reaction and allows shortening the treatment time. Moreover, the mechanical effect allows to loosen the crud particles and thus to liberate the attack surfaces.

***Use:***

- Removal of fat, oils, varnishes, ...
- Removal of residues of shavings or polishing
- Internal cleaning of tubes
- Cleaning of reservoirs via a refilling hole
- Decontamination of fuel transfer tubes
- Decontamination of walls, pools, racks, ...

***Advantages:***

- Efficient (even in non-accessible places)
- Easy to use
- Homogeneous results
- Non-aggressive
- Multiple applications (mechanical, nuclear, ...)

***Disadvantages:***

- The main disadvantage is the generation of secondary waste
- The DF is 2

### ***3.2. Projection of CO<sub>2</sub> ice***

This decontamination process uses the principle of projecting CO<sub>2</sub> ice pellets at high speed against the surface to decontaminate. The mechanical and thermal impact (sublimation of CO<sub>2</sub>) provokes the removal of particles that have to be eliminated and the degreasing of the treated surfaces.

The CO<sub>2</sub> pellets evaporate and the removed contamination is settled, or taken away by the air filtration system. Finally, the contamination will be located on the floor of the enclosure and/or in the filters.

### ***Advantages:***

- *Waste reduction*  
Produced waste is limited to the filters on the vacuum line. The process itself does not generate associated waste. This reduces dramatically costs for waste treatment.
- *Efficiency*  
Due to the triple action of CO<sub>2</sub> (mechanical, thermal and degreasing) is the process very efficient on different surfaces. Due to the variable mixture between air and pellets, the best results can be obtained.
- *Easiness*
  - Easy to use: a normal electrical connection is sufficient
  - Easy to move: the modules are equipped with wheels
  - Easy to install: the modules are compact and can be transported through a “standard” door opening.
- *Contamination risks*  
The compressor and the cooler are installed outside the floor. The modules A and B are located at the border of the controlled area. Only the nozzle can be contaminated.
- *Safety*  
The only safety device required for the workers is a face protection and thermostatic gloves.
- *Intervention time*  
The required time to clean a surface with the Coldjet is limited compared to conventional methods.
- *Environmental inoffensiveness*  
CO<sub>2</sub> is a natural constituent of air.
- *Influence on the surfaces*  
Due to the absence of any influence on the surfaces, the process can be used to treat moulds, aluminum pieces, composites (epoxy, polyester...)

### ***3.3. Projection of ice***

This technique is completely similar to the one with CO<sub>2</sub>. Ice crystals are projected by means of compressed air against the surface to be treated. The water, formed by melting of the ice, takes the removed contamination away; the contamination is then in suspension or dissolved. The pulling into service of this technique is a little easier than the CO<sub>2</sub> technique. The contamination is trapped in the water and requires a system to treat liquid effluents. The efficiency is comparable to the one of CO<sub>2</sub>. This process is insufficiently aggressive to carry out a thorough decontamination of fixed contamination.

### ***3.4. Pressurized water jet***

#### ***3.4.1. Low pressure water jet – 50 to 150 bars***

This technique is frequently used as pre-decontamination technique for pieces strongly contaminated. It is used for cleaning the pool walls, for pieces or tools having stayed a long time in the pool, and for the decontamination of dismantled pieces. More particularly, this technique allowed reducing the dose rate of dismantled activated pieces beneath the limit of 2 mSv/h by removing an unstable residual layer of crud.

This technique is regularly used to decontaminate dismantling tools that are contaminated, for instance with activated metal spots or crud deposition.

#### 3.4.2. Medium pressure water jet – 150 to 700 bar

This technique allows the decontamination of surfaces presenting a cold fixed contamination. The water rate is from 60-6000 l/h depending on the apparatus.

Additives can be added and can be used with warm water up to a temperature of 60°C. The efficiency increases with the working pressure.

This technique is usually used in nuclear plants for the decontamination of equipments in order to reduce the dose rate and the transferable contamination.

The drawbacks of this technique are the formation of contaminated aerosols and the large water consumption. This technique can however be considered if working with recirculation after filtration, or in an open loop in case it is used for specific decontamination operations like for instance removing contaminated equipment out of dismantling pool.

#### 3.4.3. High pressure water jet > 700 bar

This technique is identical to the one used for cutting metals. The water is pressurized at a pressure able to reach 3000 to 4000 bar. The water at the outlet of the injector reaches a speed of about 900 m/s. Adding abrasives can increase the efficiency.

The water rate is about 120 to 240 l/h. The power of the compressor is about 20 to 40 kW.

This technique allows a thorough decontamination as it is possible to remove a layer of the surface material. The formation of liquid aerosols is relatively important as a result of the very high speed of ejected water.

##### ***Use (Pressurized water jet):***

- Cleaning of canalisations, exchangers, ...
- Cleaning of reservoirs, ...
- Paint removal
- Removal of concrete or thick coatings
- Decontamination of surfaces

##### ***Advantages (Pressurized water jet):***

- Efficiency
- Simplicity
- Multiple accessories
- Varied areas of application (nuclear, chemical, petro-chemical)

##### ***Disadvantages (Pressurized water jet):***

- High investment
- Secondary waste

#### ***3.5. Decontamination with abrasives***

This technique uses the power of the abrasives of different types projected at high speed against the surfaces to be treated.

Imperative for this technique is to assure the recycling of the abrasives in order to limit the secondary waste production. So the dry or wet sandblasting units without recycling are a priori excluded.

Two techniques seem more appropriate: decontamination by wet sand blasting with recycling of the abrasives, and decontamination by dry sand blasting with recycling of abrasives.

The spent abrasives can be used for the preparation of grout for radwaste cementation.

The main concern with sandblasting is the production of dust. It requires closed systems for decontamination of pieces of equipment or it requires that workers carry adapted suits which make the operations more difficult.

An interesting alternative for sand blasting is the use of metals for shot-blasting. Metallic scrap can even be used as chips with a higher aggressivity.

Those chips can be recycled.

### ***3.6 Spongejet***

The spongejet process is a blasting process using polyurethane sponges. The sponges (approx. 10mm) can be impregnated with blasting grit. The resulting media remain lightweight and absorptive. When a sponge particle contacts the surface being cleaned, it flattens out and the embedded abrasive impacts the substrate. It releases particulates and contaminants. At that time, the sponge contracts and bounces back off the surface. The contraction captures the particulate or contaminant. This reduces the potential of airborne contamination and it mitigates the spread of surface contamination.

Various abrasive substances can be incorporated, resulting in soft to aggressive properties of the sponges.

The used media can be recycled depending of the contamination levels to be removed. With low activities, they can be reused up to 5 times.

#### ***Advantages***

- Low dust production
- Possibility to select the aggressivity in accordance with the objective
- Possibility to recycle the media
- System is completely dry
- Incineration or compaction of the waste completes the volume reduction

#### ***Disadvantages***

- Price of the media in comparison with sand or grit.

## **4 Conclusions**

Decontamination is a process that has to be selected carefully before application.

It transfers the contaminants from the surface to be treated to another medium, liquid or solid. Attention shall be paid to the possible treatments of this new contaminated item.

Decontamination shall take into account the “history” of the contamination and the nature of the substrate. Concrete will not be treated in the same way as stainless steel.



Decontamination is performed with aggressive media. They can also be aggressive for the operators. Protection against dust, corrosive liquids, cross-contamination and others can play a major role in the selection of the appropriate technology.

Nevertheless, decontamination is a proven method to reduce drastically the amount of radioactive waste that we will transfer to the future generations for storage and survey.

## **SANERINGEN OP EN ROND DE BEDRIJFSTERREINEN VAN UMICORE IN OLEN.**

**Ludo De Ridder,**  
Umicore vestiging Olen.<sup>1</sup>

### **Samenvatting.**

Als gevolg van historische productieactiviteiten voor radium en uranium (1922 – 1980) bij Umicore in Olen zijn terreinen binnen en buiten de fabriek verontreinigd geraakt en werd een grote hoeveelheid afval gestockeerd op het bedrijfsterrein.

Na het stopzetten van de producties werden de bedrijfsgebouwen ontmanteld en gedecontamineerd of afgebroken. Het radioactief bouwafval werd afgevoerd en volgens toen geldende regels gedumpt in de zee, het resterende bouwpuin werd afgevoerd naar stortplaatsen.

Op de site werd tussen 1984 en 1986 de bestaande opslagplaats voor de productieafvalen gesaneerd en voorzien van een meervoudige afdeklaag die voldoende veiligheid moet bieden voor een langdurige opslag.

Buiten de bedrijfsterreinen werd door de overheid een inventaris opgemaakt van de bestaande verontreiniging. Vanaf 1993 bereidt het “begeleidingscomité Olen” een saneringsoperatie voor. In juli 2002 werd een “draaiboek BRAEM-project” voorgesteld aan de Minister van Binnenlandse Zaken. Umicore hoopt de sanering te kunnen realiseren tegen 2010.

---

<sup>1</sup> Ludo De Ridder is sinds 1986 milieucoördinator en manager Milieubeheer voor de vestiging van Umicore in Olen. Hij is tevens projectleider voor het BRAEM-project.

De aanwezigheid van zeer rijke uranium-houdende grondstoffen in de mijnen van Shinkolobwe in het voormalige Belgisch Kongo, zette het vroegere Union Minière er toe aan om een industrieel complex voor de verwerking van deze grondstof en de productie van radium te realiseren in Olen. Tussen ontwerp en productie van de eerste gramme verliep nauwelijks 1 jaar.

Op 15 december 1922 werden de eerste grammen geproduceerd.

Dankzij deze productie leverde het “Belgische Radium” een belangrijke bijdrage voor medische toepassingen wereldwijd.

Zoals alles heeft ook deze medaille een keerzijde, namelijk de afvalproblematiek.

Met betrekking tot de bedrijfsterreinen en de omgeving in Olen werd de problematiek van radioactief afval bij Umicore gegroepeerd in het OLERA<sup>2</sup>-programma dat onderverdeeld is in drie grote projecten, nl.

- UMTRAP<sup>3</sup> : de opslagplaats op het fabrieksterrein van het radioactief afval uit de productieperiode
- SIM<sup>4</sup> : de restvervuiling aanwezig op het fabrieksterrein
- BRAEM<sup>5</sup> : de verspreide radioactieve vervuiling buiten de omheining van het fabrieksterrein.

## **1. Dossiers binnen de fabrieksomheining.**

### **1.1. UMTRAP**

De vroegere productieprocessen hebben aanleiding gegeven tot het ontstaan van allerlei productieafvalstoffen die, samen met de grondstoffen opgeslagen werden op het bedrijfsterrein. Van in het midden van de jaren vijftig werden al deze producten en het gezuiverde radium opgeslagen in bunkers en silo's.

Toen men eind van de jaren zeventig alle productieactiviteiten definitief stopte, besliste men tevens de bedrijfsgebouwen van de radiumfabriek te slopen, de uraniumafdeling te decontamineren en de bestaande opslagplaats te saneren.

De radiumfabriek werd volledig ontmanteld door specialisten die al het radioactief afval deskundig verpakten voor zeedumping. Daarna werden de gebouwen als gewoon bouwpuin afgevoerd en dit na overleg met de bevoegde autoriteiten. De zone waarop de fabriek gestaan had werd vervolgens uitgegraven zodat het terrein opnieuw kon gebruikt worden voor nieuwe installaties.

De gebouwen waarin het uranium verwerkt werd, werd eveneens gedecontamineerd waarna het een nieuwe bestemming kreeg.

Van zodra deze fase achter de rug was kon de volgende fase aangevat worden, namelijk de sanering van de opslagzone van de afvalstoffen.

---

<sup>2</sup> OLERA = Olens radioactiviteitsdossier.

<sup>3</sup> UMTRAP = Uranium Mill Tailings Remediation Action Program

<sup>4</sup> SIM = Sanering Intra Muros

<sup>5</sup> BRAEM = Berging Radioactief Afval Extra Muros

De bunkers en silo's, gebouwd midden van de jaren vijftig, bevatten bijna 75.000 ton afvalmateriaal met iets meer dan 1 kg radium en 31 ton uranium als radio-isotopen. Deze afvalstoffen kunnen in volgende grote groepen onderverdeeld worden.

Inventaris	Nat gewicht ton	Droog gewicht ton	Inhoud Ra226 GBq	Inhoud U GBq
1 Bronnen			7229,8	
2 Uranium Tailings	2012	1397	25596,6	348,35
3 Ra-rijke residus	529	430	2171,9	146,05
4 Ra-arme residus	7739	2655	1161,8	274,1
5 Diverse residus	5656	2578	806,6	
6 Verontreinigde grond	58500	48000	888	
	74436		37854,7	768,5

Tabel 1. Inventaris UMTRAP.

De saneringswerken verliepen in twee fasen, namelijk

- de verbetering van de opslag en het inkapselen in beton van de afvalstoffen met de hoogste concentraties waarna het geheel opgevuld werd met vervuilde grond van de zone van de vroegere radiumfabriek;
- het aanbrengen van een "multilayer cover" met eigenlijk twee doelstellingen, nl. voorkomen dat radon vrijkomt in het milieu en dat water binnendringt in het opgeslagen afval.

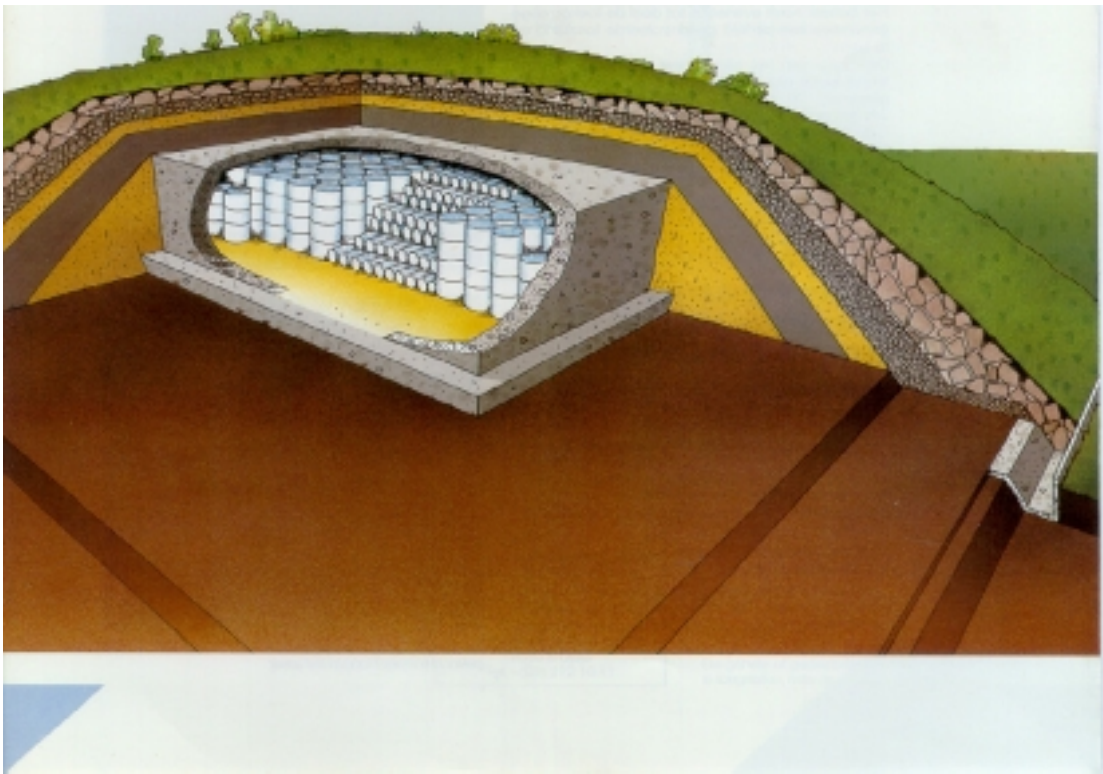
Om aan die laatste doelstelling te beantwoorden werd het geheel afgedekt met een kleilaag van een meter dikte die verdicht werd tot de natuurlijke densiteit teneinde een minimale doorlatendheid te garanderen. Daarna werden diverse lagen zand en kiezel aangebracht voor de opvang en afvoer van het hemelwater maar ook om de klei het juiste vochtgehalte te geven. Tot slot werd de top voorzien van een begroeiingslaag en de flanken met porfiersteen om erosie tegen te gaan.

Ter illustratie van deze realisatie nog enkele gegevens over de afdekmaterialen.

Gebruikte afdekmaterialen - UMTRAP		ton
1 Beton		6000
2 Klei		36300
3 Zand		18000
4 Kiezel		16500
5 Porfiersteen		14500
6 Teelaarde		11000
		102300

Tabel 2. UMTRAP: gebruikte afdekmaterialen.

De bestaande exploitatievergunningen van de productieperiode werden in juli 1991 in eerste aanleg en in 1995 in beroep omgezet in een vergunning (zonder vervaldatum) voor een opslagplaats van radioactief afval. De vergunningsvoorwaarden verplichten ons tot de uitvoering van een nazorgprogramma (controle lucht, water) en "tot het uitvoeren van een studie over de in de toekomst noodzakelijke beheersmaatregelen met betrekking tot dit afval". M.a.w. nagaan in hoever deze opslagplaats het statuut berging kan bekommen en onder welke voorwaarden.



*Fig.1. Principeschema van bovengrondse bergingsite.*

De sedert de realisatie in 1986 uitgevoerde controles hebben aangetoond dat noch het grondwater, noch de omgevingslucht bijkomend verontreinigd worden op een ontoelaatbare manier. Het afdekkingsysteem beantwoordt vandaag dus aan de vooropgestelde voorwaarden.



*Fig.2. Luchtfoto van UMTRAP*

## 1.2. SIM.

Naast de hierboven vermelde opslagplaats zijn er op het bedrijfsterrein nog locaties aanwezig waar verhoogde concentraties radio-isotopen in bodem en grondwater vastgesteld worden, o.a. als gevolg van oude afwateringsgrachten die het bedrijfsterrein doorkruisten. Ook een oude stortplaats voor chemisch afval bevat een beperkte hoeveelheid radioactief materiaal. Deze verontreinigingssituatie wordt dit jaar nog verder in kaart gebracht en zal deel uitmaken van verdere saneringsgesprekken met de federale en gewestelijke overheden.

## 2. Dossier buiten de fabrieksomheining.

*Wat vooraf ging.*

Begin van de jaren 60 werd door het toenmalige Ministerie van Volksgezondheid een studieopdracht gegeven naar de biologische cyclus van radio-isotopen. Hierbij ging met uit van de reële situatie in twee concrete gevallen, nl. de radiumfabriek in Olen en de fabrieken in Tessenderloo.

Het eindrapport haalde wel enkele krantenberichten, maar het duurde tot eind van de jaren 80 vooraleer de studies opnieuw op de tafels van de politici terecht kwamen.

Vanuit de gemeente Olen werd bij de bevoegde instanties aangedrongen op een actualisatie en acties.

In 1990 werd, wat Olen betreft, de studie grotendeels overgedaan. Men onderzocht opnieuw de (ruime) omgeving van het bedrijf en men controleerde radon in 700 woningen.

De (nieuwe) inventaris bevestigde de vroegere vaststellingen en DBIS besloot de persconferentie in april 1993 met volgende conclusie: *“Het uitvoeren van een saneringsstudie die moet leiden tot een globaal interventieconcept voor het geheel van de besmettingsproblematiek in de omgeving van de Umicore fabriek te Sint-Jozef-Olen dringt zich op. Niet omdat er op dit ogenblik een gevaar voor de volksgezondheid en het leefmilieu bestaat, laat dat duidelijk wezen, maar om tot een substantiële verbetering van de isolatie van de besmette materialen uit het leefmilieu te komen, waardoor de dosisimpact voor de lokale bevolking ook in de toekomst heel beperkt kan gehouden worden.”*

Tevens werd een “begeleidingscomité Olen<sup>6</sup>” opgericht met alle mogelijke betrokkenen ten einde tot een saneringsscenario te komen.

*Het begeleidingscomité Olen.*

Umicore heeft van in de beginfase meegewerkt om voor het probleem een “haalbare” oplossing uit te werken. Met “haalbaar” bedoelen we “vanuit economisch, ecologisch en sociaal oogpunt” verdedigbaar en realiseerbaar. Het zoeken naar oplossingen vertrekkende vanuit de regelgeving heeft gedurende de eerste jaren steeds voor problemen en vertragingen gezorgd. Ook vandaag blijft het moeilijk om de andere aanpak, nl. het steunen van een verdedigbare oplossing, door iedereen te doen aanvaarden. Er zal ook politieke moed nodig zijn wil men tot saneren komen.

---

<sup>6</sup> In dit begeleidingscomité zijn vandaag vertegenwoordigers aanwezig van het kabinet van de bevoegde Minister van Binnenlandse Zaken, het Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle (FANC), de Nationale Instelling voor Radioactief Afval en Verrijkte Spleitstof (NIRAS), het Bestuur Energie (Ministerie van Economie), de dienst Waterbeleid van het provinciebestuur van Antwerpen, de stad Geel en de gemeente Olen, de Dienst voor de Scheepvaart (DvS), de Openbare Afvalstoffen Maatschappij van het Vlaamse Gewest (OVAM), de Vlaamse Landmaatschappij (VLM) en het bedrijf Umicore. Het SCK is aanwezig als wetenschappelijk raadgever.

### *De globale visie.*

Een eerste doorbraak kwam er door de aandacht van enkele politici voor het Olens dossier en door de publicatie van een gezamenlijk standpunt van het Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle en van de Nationale Instelling voor radioactief afval en verrijkte splijtstof met betrekking tot de verschillende radioactiviteitsdossiers van Olen.

Globaal uitgangspunt is dat “voor het afval buiten de fabrieksterreinen een bergingssite voor zeer laag radioactief afval, in Olen aanvaardbaar is, mits deze voldoet aan specifieke criteria en bovendien vanuit ecologisch, economisch, radiologisch en maatschappelijk oogpunt verdedigbaar is.

### *De opdracht aan Umicore.*

In juni 2001 kreeg Umicore van de Minister van Binnenlandse Zaken (via DBIS) de concrete opdracht een saneringsscenario uit te werken.

Op 5 juli 2002 werd aan het begeleidingscomité Olen een “Draaiboek voor het BRAEM-project<sup>7</sup>” voorgelegd. Dit werd door alle deelnemende partijen positief onthaald.

### *Het BRAEM-project.*

De verontreiniging buiten de bedrijfsterreinen van Umicore is verspreid over

- de zone Bankloop (= klein oppervlaktewater waarlangs Umicore een deel van de gezuiverde afvalwaters loost)
- de zone stortterrein D1 (= oude stortplaats van chemisch bedrijfsafval maar verontreinigd met vooral afbraakmateriaal uit de radium fabriek)
- verspreide verontreiniging in straten
- het oude meetlabo van Umicore.

Het project voorziet in de sanering van deze terreinen en berging van al het afval op een nog te realiseren bergingssite in Olen. “Hot spot materiaal” zal voorlopig opgeslagen worden op het bedrijfsterrein van Umicore.

Belangrijkste doelstellingen van het project:

- realiseren van een definitieve oplossing voor een situatie die op lange termijn toch problemen zou kunnen opleveren voor de gezondheid van omwonenden;
- uitwerken van een oplossing die zowel vanuit ecologisch als radiologisch oogpunt aanvaardbaar en veilig is voor (zeer) lange termijn;
- en bovendien economisch haalbaar is zowel voor het bedrijf als voor de gemeenschap.
- Tot slot moet het project ook een breed maatschappelijk draagvlak bekomen zodat het ook overdraagbaar zal zijn naar NIRAS.

---

<sup>7</sup> BRAEM staat voor Berging Radioactief Afval Extra Muros, dus buiten de muren van het bedrijf.

*Raming van de hoeveelheid te bergen “saneringsmateriaal”.*

In onderstaande tabel geven we een raming van de te bergen hoeveelheid “saneringsmateriaal” afkomstig van de verschillende deelprojecten.

Saneringsmateriaal	
	m <sup>3</sup>
Bankloop (raming)	10.000
Stortplaats D1 - Umicore (beneden maaiveld)	200.000
Stortplaats D1 - diverse herkomsten	
<i>Grensstraat Olen</i>	117
<i>Kapellekensstraat Olen</i>	600
<i>St.-Corneliusstraat Geel</i>	200
<i>Onderzoek DBIS,...</i>	22
<i>Dienst voor de Scheepvaart ex Umicore</i>	10 600
Omgeving Oud Labo Leemanslaan	100

*Tabel 3. Raming hoeveelheid saneringsmateriaal.*

Rekening houdend met de onnauwkeurigheid van de ramingen en een mogelijke extra hoeveelheid te verwijderen bodemmateriaal op het stortterrein D1 wordt bij het ontwerp rekening gehouden met een te bergen volume van 250.000 m<sup>3</sup>.

*De fasen van het project.*

We onderscheiden volgende fasen:

- ontwikkelingsfase (afgesloten in december 2002)
- voorbereiding tot vergunningsaanvraag (2003 – 2004)
- vergunningsverlening (2005 – 2006)
- realisatiefase (2007 – 2009)
- overdracht naar NIRAS (2010).

Deze timing werd bekomen na een zorgvuldige analyse van alle te doorlopen stappen. Hierbij werd echter geen “reserve tijd” in rekening gebracht. Deze timing is dus “het best mogelijke scenario”. Vertragingen in cruciale fasen zullen het ganse verloop vertragen.

*Knelpunten.*

Globaal is men het wel eens over het te volgen scenario, maar dit wil niet zeggen dat alle hindernissen opgeruimd zijn.

Hier volgt een (niet limitatieve) lijst van nog te nemen hindernissen:

- bewaren van een pragmatische aanpak voor dit unieke project
- technische oplossingen aanvaardbaar voor alle partijen moeten het uitgangspunt zijn en deze kunnen normaliter ook correct juridisch ingepast worden
- teneinde de vooropgezette termijn te respecteren is een grote prioriteit nodig bij alle betrokkenen (vandaag liggen we een half jaar achter op het tijdsschema!)
- het bereiken van een financieel akkoord over de verdeling van de kosten voor de realisatie van het project, met inbegrip van de overdracht naar NIRAS



### *Waar staan we vandaag?*

Umicore kan niet alleen de snelheid bepalen waarmee het project kan of zal gerealiseerd worden. Velen dragen met ons deze verantwoordelijkheid.

Momenteel is de fase van “voorbereiden vergunningsdossiers” in uitvoering. We hopen op korte termijn van NIRAS de noodzakelijke basisinformatie te ontvangen met betrekking tot het concept van berging zodat dit verder kan besproken worden. Het is ook in deze fase van het project dat de werkgroep “Dialogo en Overleg”, ontstaan na een openbare informatievergadering, en vooral bedoeld om het project een voldoende maatschappelijk draagvlak te geven, een belangrijke rol zal spelen.

Umicore heeft het initiatief genomen om een omvangrijk gevolg van vroegere activiteiten weg te nemen, maar rekent hierbij op een realistische benadering van alle betrokkenen.

### **Conclusie.**

Umicore werkt momenteel aan de verdere sanering van terreinen die tengevolge van historische activiteiten verontreinigd zijn geraakt. Daarnaast worden terzelfder tijd materialen geborgen die weliswaar radioactief besmet zijn maar waarvan de herkomst onduidelijk is.

Dat deze projecten vandaag mogelijk zijn, en dan bedoelen we vooral het BRAEM-project, is te danken aan de eendrachtige samenwerking tussen het bedrijf en de overheid. De complexiteit van het ganse project is voor de meerderheid van de betrokken partijen een unieke kans om voor dergelijke projecten ervaring op te doen, o.a. naar regelgeving en benadering van de problematiek.

Wij hopen dat we de vooropgezette planning, overdracht van een vergunde bergingsite voor zeer laag radioactief afval, kunnen realiseren.

## **RESUME**

### **L'assainissement du terrain industriel de UMICORE et de ses environs**

A la suite des activités industrielles passées (1922 - 1980) liées à l'uranium et au radium à Umicore Olen les terrains à l'extérieur et à l'intérieur du périmètre de l'usine ont été souillés et une grande quantité de déchets a été stockée sur le terrain de l'usine. Après l'arrêt de la production, les bâtiments industriels ont été démantelés, décontaminés ou démolis. Les restes de démolition radioactifs ont été rejetés en mer suivant les règles en vigueur à ce moment. Les autres gravats furent mis en décharge.

De 1984 à 1986 on a procédé à l'assainissement du lieu de stockage sur site des déchets industriels et à sa couverture multiple censée assurer une sécurité suffisante à long terme.

A l'extérieur, l'autorité a procédé à l'inventaire de la contamination. Depuis 1993 le "Comité d'accompagnement Olen" prépare une opération d'assainissement. En juillet 2002 un "projet BRAEM" a été présenté au ministre de l'intérieur. Umicore espère pouvoir réaliser l'assainissement pour 2010.

## **SUMMARY**

### **Sanitising the site of Umicore at Olen and its environment**

The industrial activities related to uranium and radium during the period 1922 - 1980, at Umicore Olen caused a soil contamination both inside and outside the factory perimeter. A large amount of waste was stored on site.

After the production stop technical buildings were dismantled and decontaminated or otherwise tored down. The radioactive rubble was dumped at sea following the rules in force at that time. The remaining rubble was discharged in regular deposits.

The on-site storage of production waste has been sanitised and covered with multi layer cover deemed to provide sufficient security for the long-term storage.

The inventory of the off-site contamination has been done by the authority. As from 1993 the "Assistance Committee Olen" is preparing a sanitising operation. The "BRAEM project" was submitted to the Ministry of Interior in July 2002. Umicore expects to complete sanitation by 2010.

## **REMPLACEMENT DES GENERATEURS DE VAPEUR DANS LES CENTRALES NUCLEAIRES BELGES DOSIMETRIES DES CHANTIERS « RGV ».**

**JP. Wouters(TE), L. Vermeulen (ELB),**

### **Résumé**

Depuis 1993, ELECTRABEL a confié au bureau d'Etudes TRACTEBEL ENGINEERING cinq missions de remplacement des générateurs de vapeur dans ses centrales nucléaires. Ces opérations sont généralement couplées à d'autres travaux d'amélioration qui s'inscrivent tous dans une volonté constante de l'Exploitant d'accroître encore le haut niveau de sûreté et de disponibilité qui caractérisent le fonctionnement des centrales électriques belges. La préparation du sixième projet de ce type est en cours pour le remplacement des générateurs de vapeur de la centrale de DOEL 2 en 2004.

Outre les études propres au remplacement, ce type de chantier exige une étude ALARA et un suivi détaillé. En appliquant systématiquement une approche préventive, les services de radioprotection ont su limiter la dosimétrie des chantiers à des valeurs remarquablement basses, se classant ainsi parmi les meilleurs au monde.

La présentation décrit brièvement les méthodes utilisées et dresse un bilan des principaux résultats dosimétriques des cinq « RGV » effectués à ce jour. Elle donne également une comparaison des résultats au niveau international.

### **Démarche ALARA**

#### **Constitution d'un groupe de travail**

Dans le cadre des RGV, ELB et TEE mettent en place un groupe de travail dans le domaine de la radioprotection et de l'ALARA.

Ce groupe de travail est chargé de veiller à l'application des règles en matière de Sécurité et de Radioprotection (y compris ALARA), au respect de la réglementation en vigueur et des limitations propres aux sites de Tihange et Doel. Il est le garant de l'application du principe ALARA sur les différents chantiers et fixe les consignes de sécurité, de radioprotection et ALARA.

Pendant la phase d'études, le groupe a pour mission de définir et de vérifier les moyens à mettre en œuvre pour satisfaire une politique ALARA cohérente.

*Exemples : étudier, concevoir et mettre en œuvre les protections radiologiques nécessaires, établir une prévision dosimétrique, préparer la gestion de la dosimétrie, définir les objectifs, ...*

En phase de suivi de chantier, le groupe assure les fonctions de suivi et d'analyse en rapport avec la sécurité et la dosimétrie du chantier.

*Exemples : vérification de l'état radiologique de la tranche, contrôle et suivi des blindages installés, suivi ALARA par un agent spécifique en BR, suivi journalier détaillé de la dosimétrie du chantier, examen et contrôle des doses individuelles et collectives avec recherche de l'origine et analyse des écarts détectés par rapport à la prévision dosimétrique, mise en œuvre éventuelle d'actions correctrices, ...*

### **Efforts de l'Exploitant en matière ALARA**

L'exploitant œuvre depuis plusieurs années déjà pour obtenir des résultats probants au niveau ALARA par l'intermédiaire de ses procédures d'exploitation, d'entretien, de contrôle et d'essai.

*Exemples : réduction de la contamination du circuit primaire, de la contamination atmosphérique, des débits de dose, écolage et entraînement, réduction des déchets radioactifs, exploitation optimisée et limitation anticipée et conservatrice des doses à 15 (au lieu de 50) et ensuite 10 mSv (au lieu de 20) par 52 semaines consécutives glissantes.*

### **Fixation des objectifs**

Le groupe se fixe également des objectifs en matière de radioprotection, soit par exemple :

- Exposition collective cumulée < 1 H.Sv  
Exposition individuelle cumulée << 12 mSv
- Zones dites de « stationnement »  $\leq 5 \mu\text{Sv/h}$   
Zones de passage  $\leq 20 \mu\text{Sv/h}$

### **Préparation ALARA de l'arrêt pour RGV**

Un des objectifs de la préparation ALARA est l'évaluation de l'état radiologique de la tranche. Dans ce cadre, on définit :

#### Points de mesure (PM)

Il s'agit de points de mesure particuliers (débits de dose au contact et en ambiance) dans la centrale ne faisant pas partie des relevés standards. On établit des plans CAO, qui servent aussi de feuilles de relevé sur site.

#### Sources radioactives

Il s'agit de localiser, d'identifier, de définir et de quantifier les sources radioactives prépondérantes qui sont à prendre en considération.

#### Postes de travail (PT)

Chaque activité reprise dans le planning est associée à un poste de travail ; il s'agit d'un certain volume dans le bâtiment réacteur. On établit également des plans CAO (qui servent aussi de feuilles de relevé sur site).

### Phases dosimétriques (PD)

Une phase dosimétrique est une période pendant laquelle on peut considérer que l'état de la tranche est stable, qu'il n'y a pas d'importants mouvements de sources. On tient compte par exemple de la pose du blindage, de la vidange de certains circuits,...

### Numéros de tâches (OT)

Ces numéros, liés à un type d'activité, sont à introduire par les travailleurs (lors de leur entrée en zone contrôlée) dans le système informatisé de gestion de la dosimétrie.

### Coefficients de réduction de dose (CRD)

Ce coefficient de correction tient compte du temps de présence réel au poste de travail; cette correction se justifie par la surestimation quasi systématique obtenue lorsqu'on effectue simplement le produit du temps (remis par les entreprises) par le débit de dose au poste de travail.

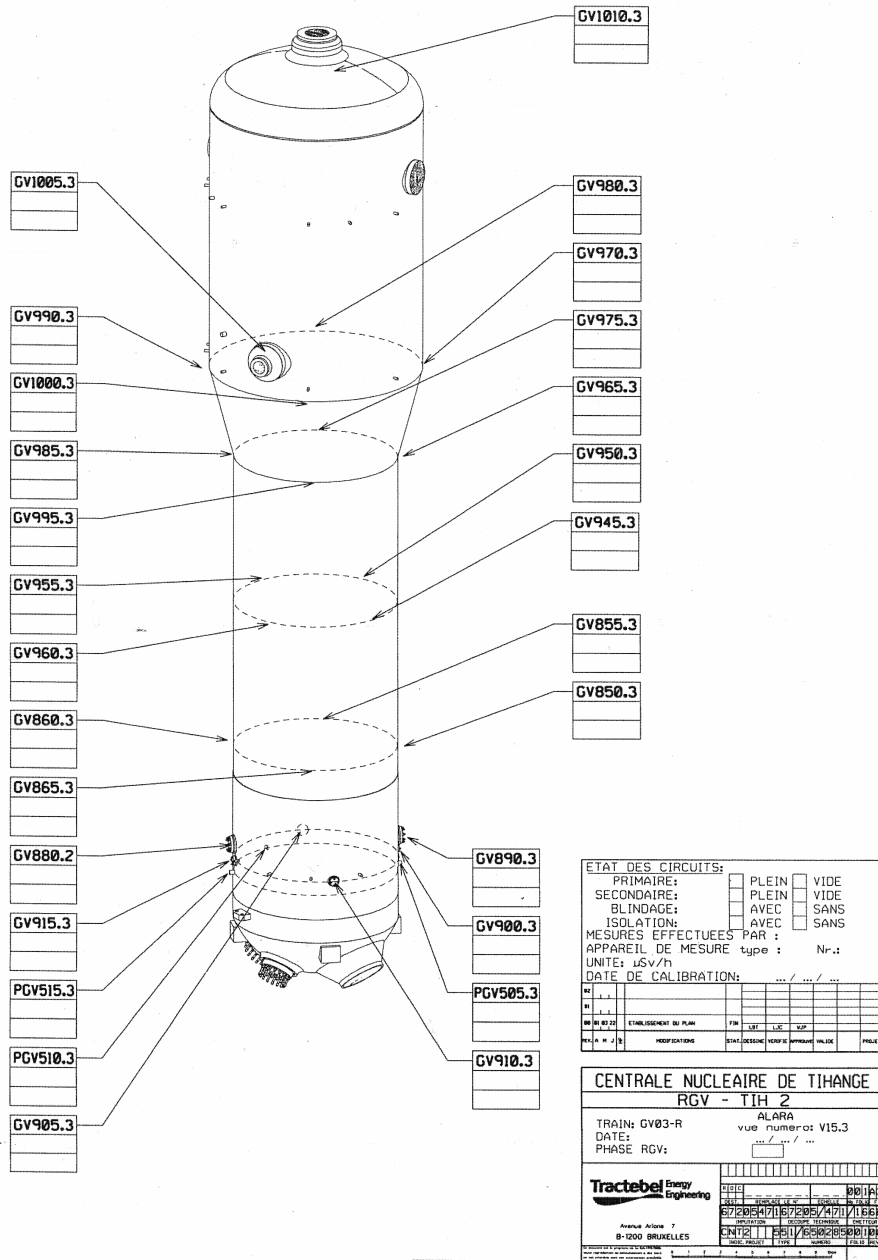
### **Simulation d'une logette GV**

Sur base des dimensions et des relevés effectués, on simule une logette GV et son contenu (voiles, planchers, tuyauteries, GV,...). La simulation, effectuée avec des programmes tels que QAD ou VISIPLAN, est basée sur les modèles construits avec MICROSTATION (dans le cadre général de la modélisation de la tranche en CAO).

Les débits de dose non mesurables sont calculés pour chaque poste de travail dans chaque phase dosimétrique afin d'obtenir une base de données des débits de dose.

### **Définition des protections biologiques**

La définition des protections biologiques est faite sur base de la simulation ci-avant. Les interférences sont identifiées sur les plans (non exhaustif). On donne quelques exemples des plans CAO avec la comparaison à la réalisation.



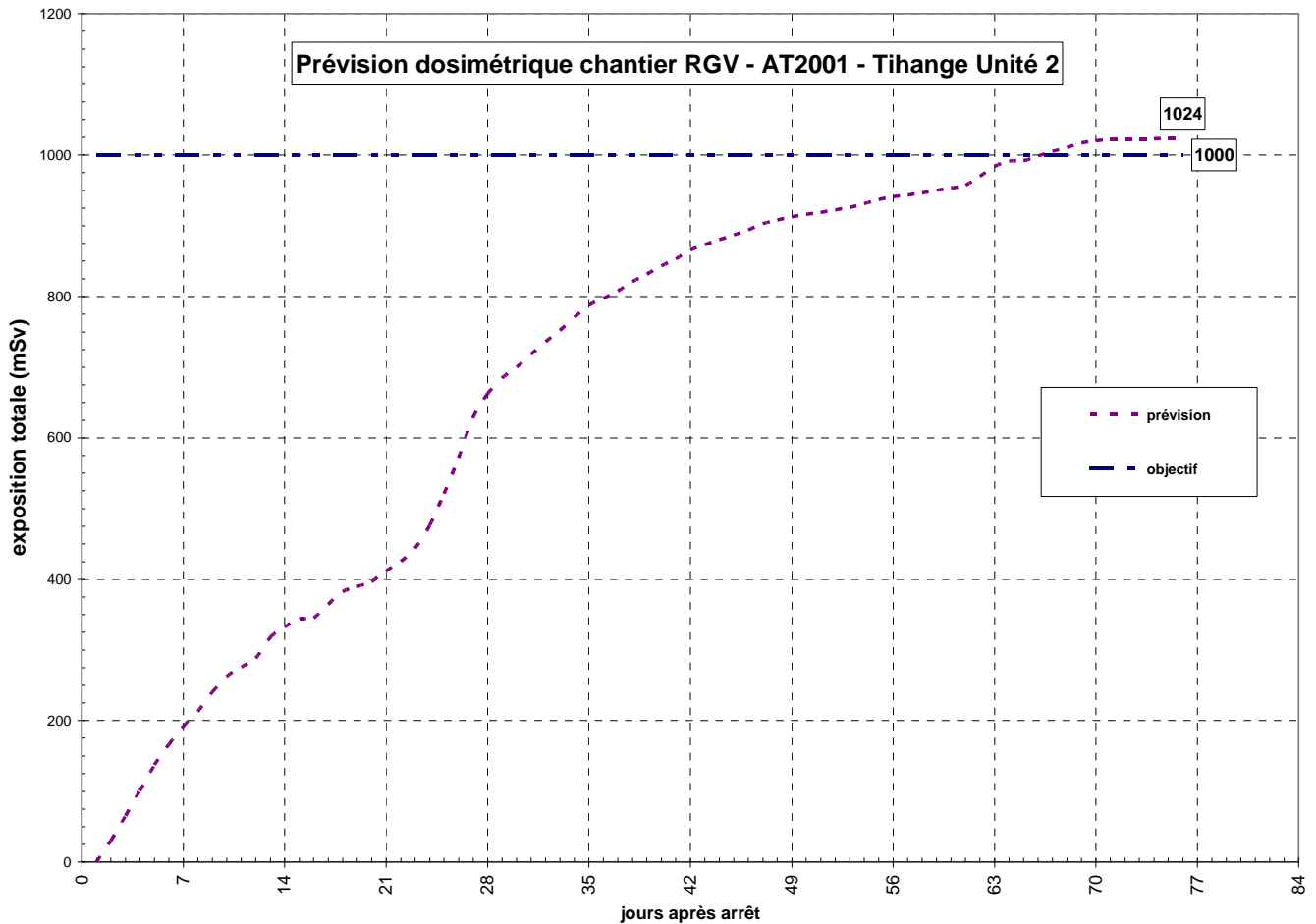
**Dosimétries des chantiers « RGV » à Tihange et à Doel.  
 Démarche ALARA (suite) – points de mesures**

## Bilan dosimétrique prévisionnel

Chaque opération étant définie par ses paramètres propres (PT, PD, OT, durée, planning, personnel requis,...), il est possible de donner un bilan dosimétrique prévisionnel.

Le bilan prévisionnel repose à la fois sur les mesures effectuées pendant les arrêts précédents et sur les simulations effectuées pour obtenir les débits de dose non mesurables.

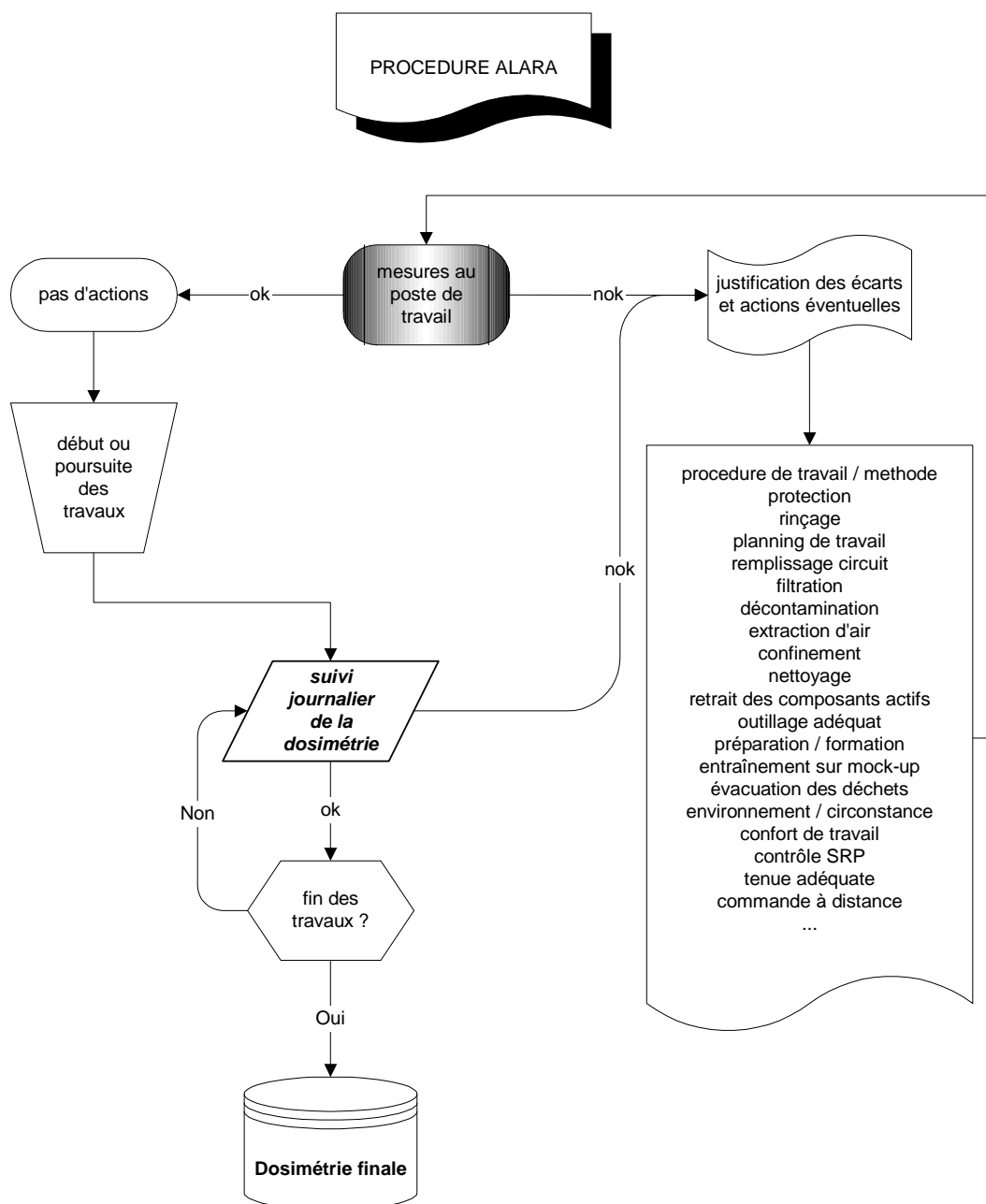
*Exemple, le bilan prévisionnel pour Ti-2 atteignait 1,024 H.Sv.*



**Dosimétries des chantiers « RGV » à Tihange et à Doel.  
Démarche ALARA (suite) – Prévision dosimétrique**

## Procédure ALARA

Le groupe de travail implante aussi une procédure ALARA: lorsque les contrôles aux différents de postes de travail ne sont pas comparables aux valeurs attendues (mesurées ou calculées) ou que les doses cumulées dépassent les prévisions de manière inexplicable, la procédure ALARA suivante est appliquée :



**Dosimétries des chantiers « RGV » à Tihange et à Doel.  
Démarche ALARA (suite) – Procédure ALARA**



## Recommandations du groupe

Les recommandations « classiques » du groupe sont les suivantes :

- L'optimisation de la chimie du primaire lors de la séquence de mise à l'arrêt à froid de la centrale est un facteur important pour la dosimétrie des travaux RGV. *Exemple : purification au débit de filtration maximum et le plus longtemps possible, oxygénation optimisée de l'ensemble du circuit primaire et des circuits associés lorsque ceux-ci sont encore pleins,...*
- Il faut optimiser le maintien sous eau des circuits primaires et secondaires (éventuellement re-remplir) afin d'apporter un complément de blindage (facile à mettre en œuvre - il suffit de ne pas vider les circuits!),
- Il est souhaitable de rincer au maximum les circuits (ex: bacs de récolte des effluents, circuits de purge et d'échantillonnage,...)
- Des blindages appropriés doivent être mis en œuvre pour réduire la dosimétrie et obtenir des débits de dose ambiants permettant de réaliser les travaux relatifs au RGV dans des conditions dosimétriques respectant les principes ALARA.
- Un suivi ALARA doit être assuré quotidiennement afin de pouvoir intervenir rapidement sur des écarts éventuels importants par rapport aux prévisions.

## Retour d'expérience

On peut signaler les points suivants comme importants pour l'évolution de la dosimétrie :

- Méthode des 2 coupes (mécaniques) des tuyauteries primaires,
- Décontamination mécanique des embouts de TP
- Les GV restent fermés (non ouverture des THP)
- Assistance radioprotection, sécurité et staff par un circuit vidéo local
- Erection de voiles de blindages plutôt que le blindage au contact (généralement plus efficace, mais ici moins rentable vu la multitude des sources) : faciliter les accès, garantir un espace de manœuvre suffisant pour les outils de coupe, de chanfreinage et de soudure, et assurer la manutention aisée et correcte des GV.

Le retour d'expérience montre aussi qu'on a intérêt à

- Compartimenter les logettes au moyen des blindages.
- Utiliser des blindages spécifiques (coquilles de Plomb, blindage sur plancher, ...)
- Engager des contractants expérimentés (au moins 3 RGV à l'actif des contractants principaux)

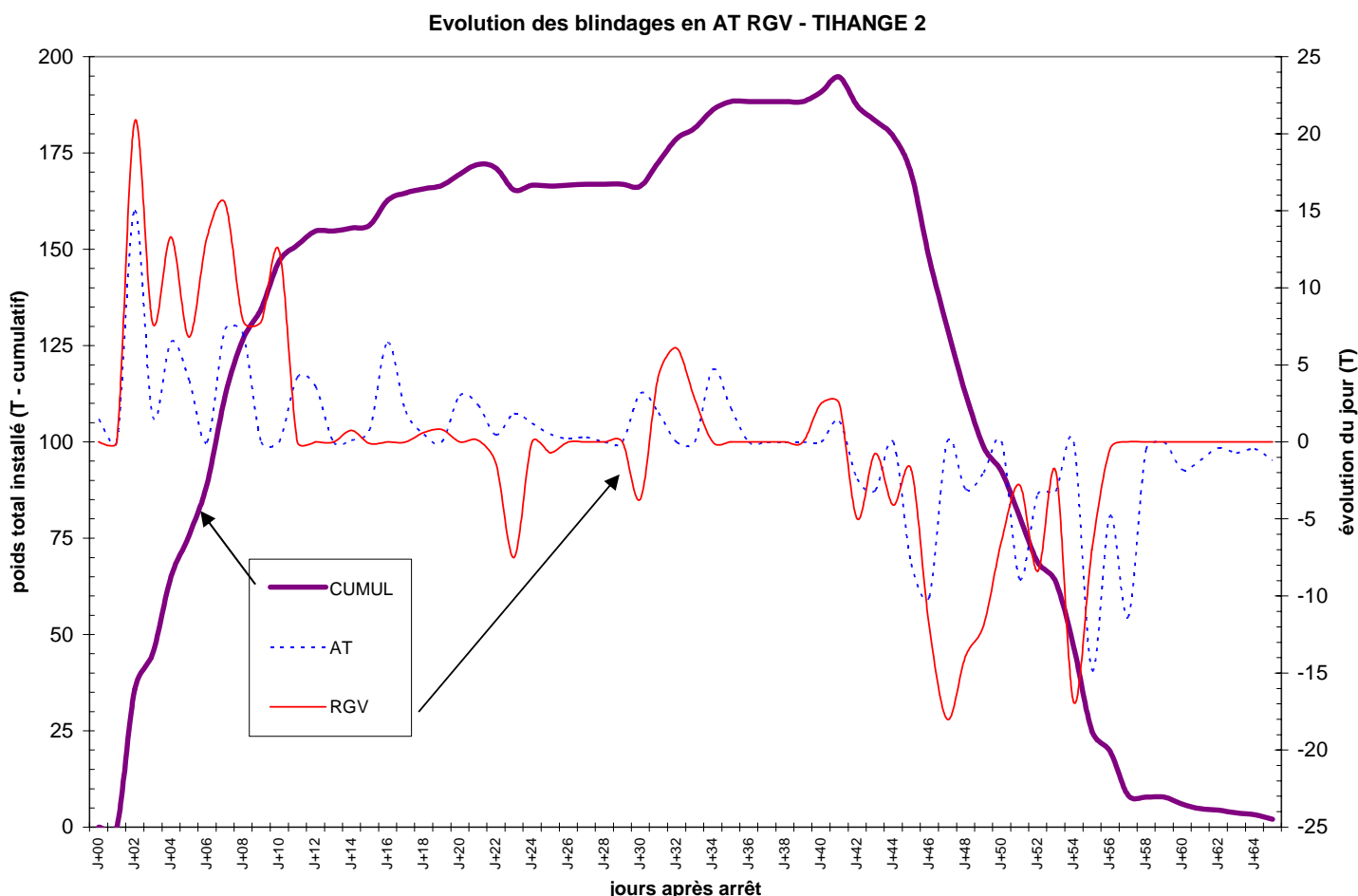
## Suivi ALARA

### Mise en œuvre et suivi des protections biologiques

Les blindages sont vérifiés chaque jour par l'équipe ALARA afin de s'assurer de l'intégrité et de l'efficacité de ceux-ci.

Les coûts financiers et dosimétriques du blindage sont parfaitement acceptables au vu des gains apportés (matériel disponible sur le site). Par rapport à l'investissement global du RGV, le blindage représente moins de 0,5 %.

*Exemple : le planning as-built des interventions de l'équipe de blindage est donné sous forme de charge journalière.*

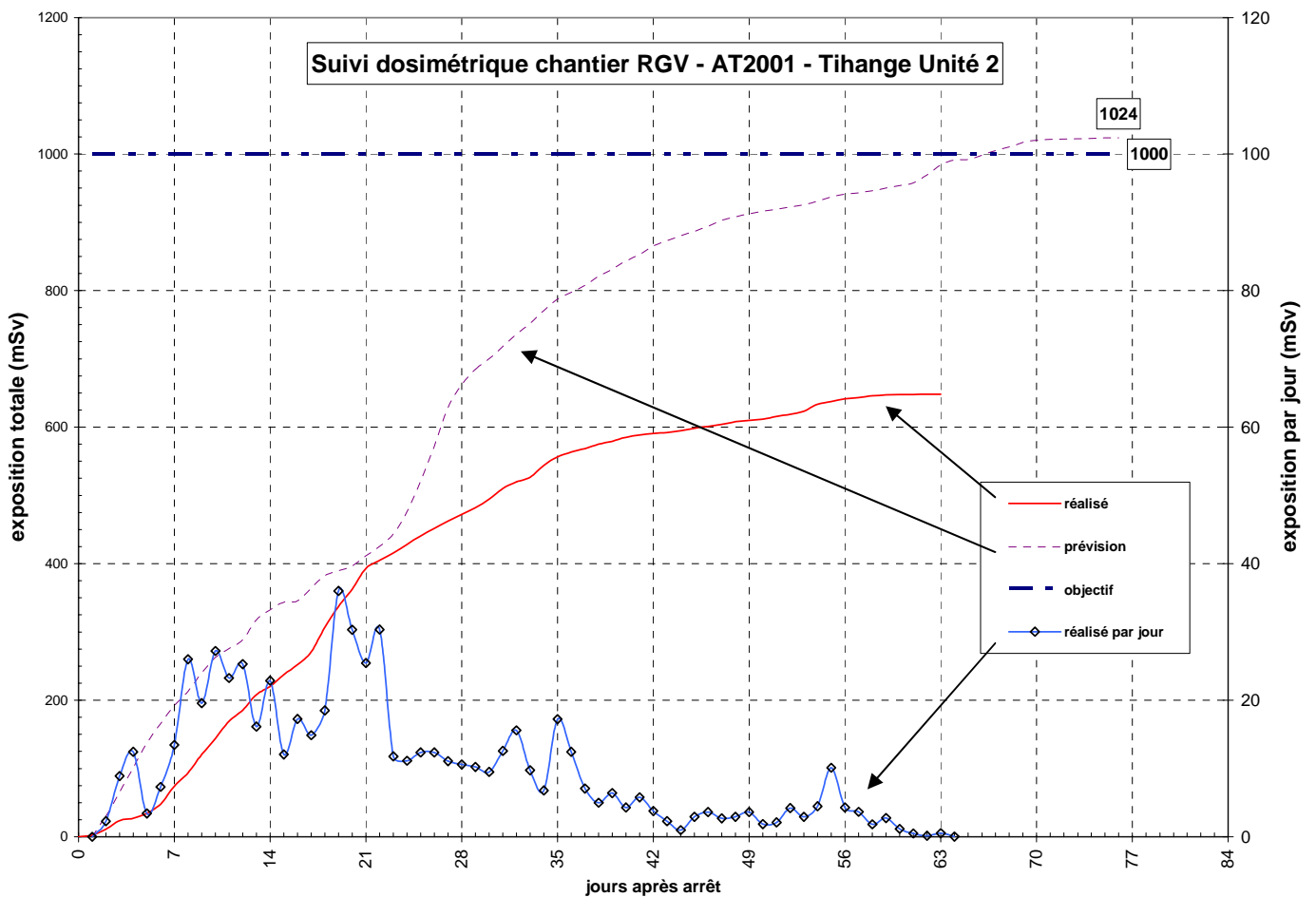


### Dosimétries des chantiers « RGV » à Tihange et à Doel. Suivi ALARA- protections biologiques

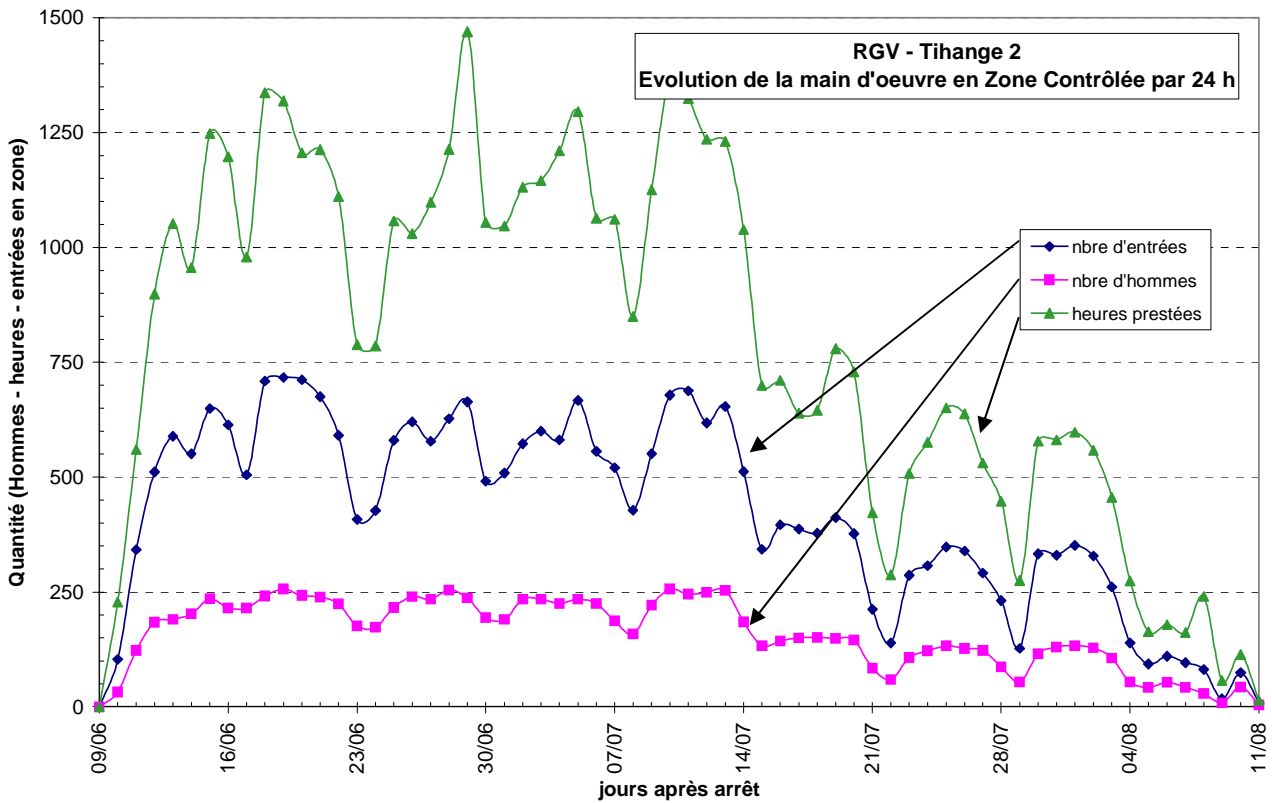
## Suivi dosimétrique

Le groupe de travail ALARA est chargé d'effectuer l'examen et le contrôle des doses individuelles et collectives.

*Exemple : courbe de suivi dosimétrique Ti2 et courbe du suivi des prestations en zone qui donne une image du volume des prestations.*



**Dosimétries des chantiers « RGV » à Tihange et à Doel.  
Suivi ALARA - dosimétrie**



### Dosimétries des chantiers « RGV » à Tihange et à Doel. Suivi ALARA - dosimétrie (suite)

#### Mesures effectuées pendant le RGV

En fonction des besoins, des mesures complémentaires sont effectuées.

*Exemple : des mesures pendant le transport et les mesures autour du bâtiment de stockage des GV.*

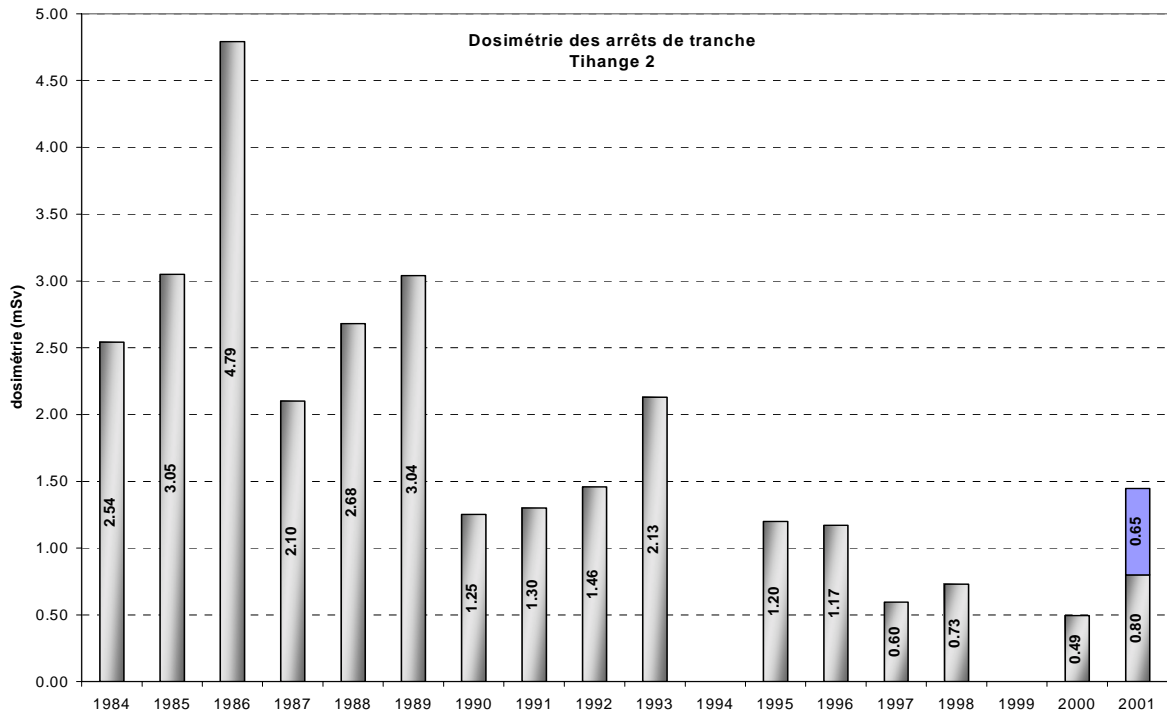
Les GV sont stockés en tant que sources scellées et la contamination est fixée par l'application d'une couche de peinture sur la partie primaire des GV (bol GV jusqu'à la plaque tubulaire). Les couvercles des trous d'hommes sont laissés en place et les ouvertures des tuyauteries primaires sont fermées par des obturateurs biologiques soudés.

## Résultats de la dosimétrie du RGV Ti2

Les résultats de la dosimétrie des chantiers RGV sont particulièrement bons: par exemple, l'exposition collective pour le projet RGV de Tihange 2 est de 648 H.mSv. A comparer avec les dosimétries des arrêts précédents.

- Comparaison des dosimétries d'AT de Tihange 2 (AT – RGV)

### Dosimétries des chantiers « RGV » à Tihange et à Doel.



### Suivi ALARA – Evolution dosimétrie de Tihange

## Comparaison des RGV belges

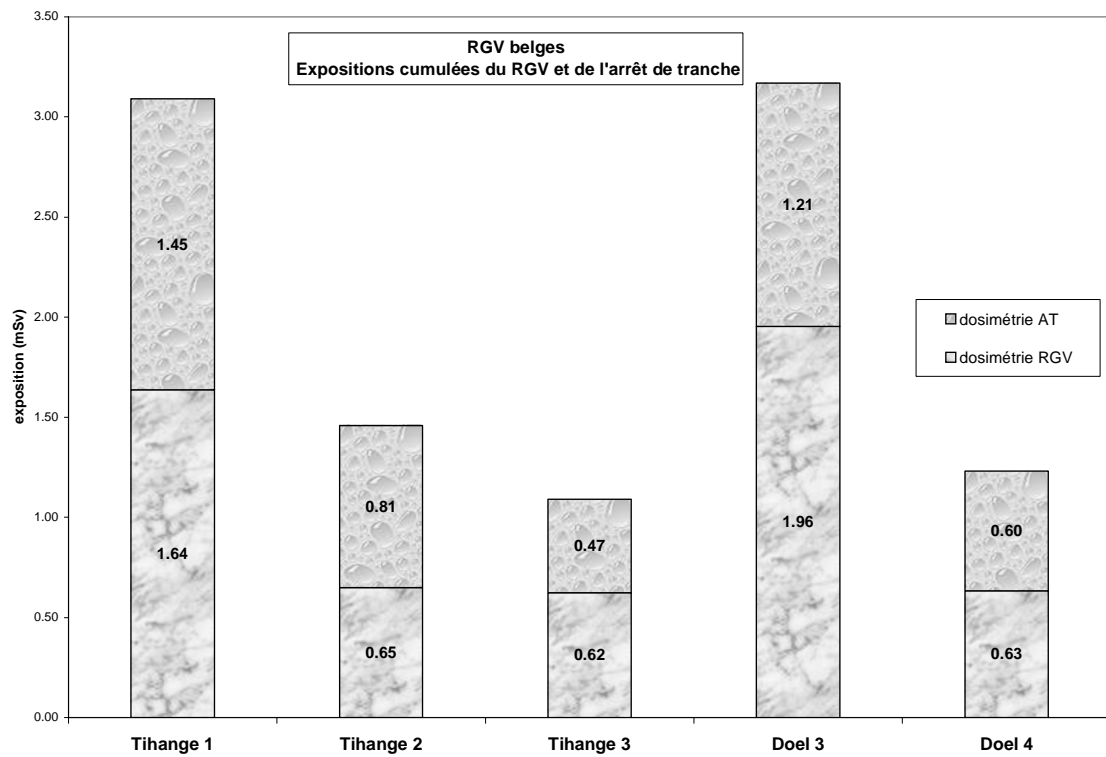
- Comparaison des RGV belges (données générales)

<b>Informations</b>	<b>Do 3</b>	<b>Ti 1</b>	<b>Do 4</b>	<b>Ti 3</b>	<b>Ti 2</b>
Durée de l'arrêt (// à //), en jours	96	93	92	76	63
Durée intervention sur circuit primaire, en jours	>40	31	27	20	17
Dosimétrie totale de l'arrêt (mSv)	3169	3089	1231	1240	1446
Dosimétrie du RGV (mSv)	1955	1637	633	624	648
Prévisions dosimétriques initiales et actualisées (mSv)	3356	1745	2086	1316	1024
	2068	1720	1254 864	1254 642	721
Accident grave	0	0	0	0	0

### Dosimétries des chantiers « RGV » à Tihange et à Doel. Comparaison des RGV belges

## Comparaison des RGV belges

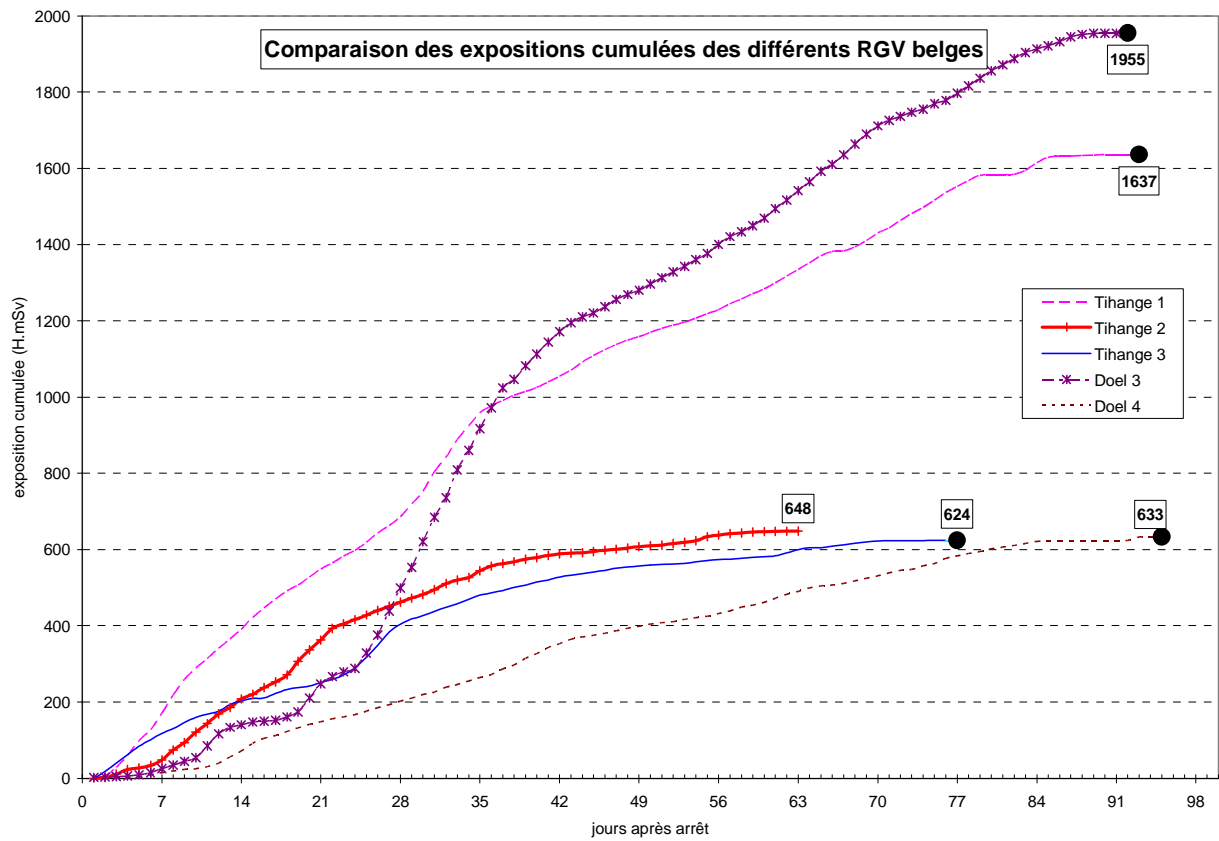
- Comparaison des RGV belges (tableau dosimétries)



**Dosimétries des chantiers « RGV » à Tihange et à Doel.  
Comparaison des RGV belges (suite)**

## Comparaison des RGV belges

- Comparaison des RGV belges (dosimétries suite – graphique)

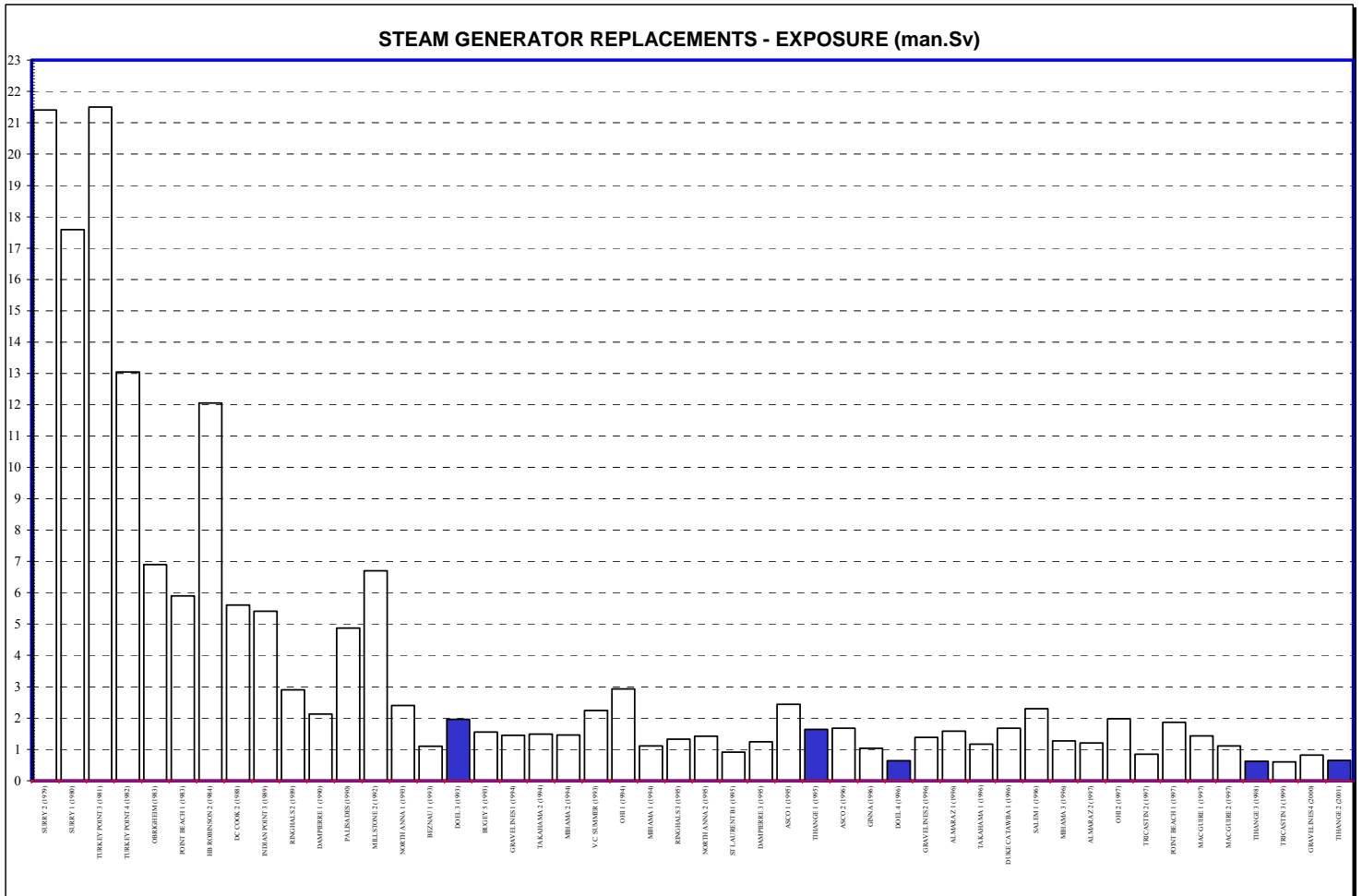


**Dosimétries des chantiers « RGV » à Tihange et à Doel.  
Comparaison des RGV belges (suite)**

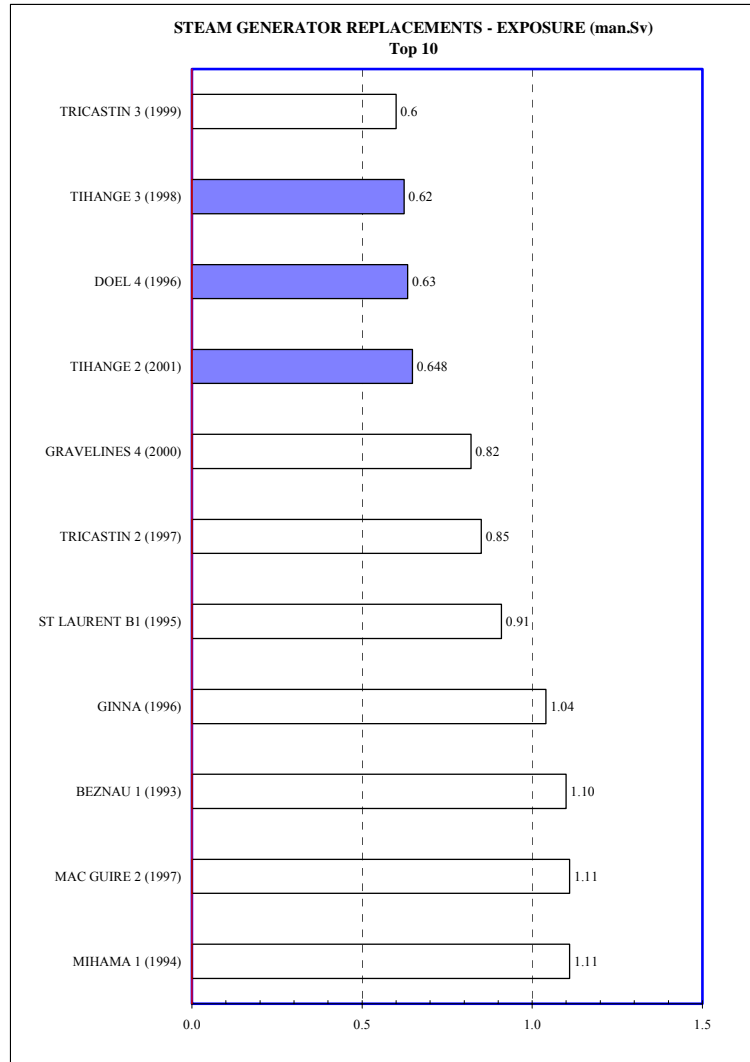


## Comparaison des RGV belges aux projets internationaux

On donne ici les résultats dosimétriques des RGV dans le monde avec la position des RGV belges. Dans le « top 10 », les belges classent 3 RGV et se partagent les positions 2, 3 et 4 !



### Dosimétries des chantiers « RGV » à Tihange et à Doel. Comparaison au niveau international



**Dosimétries des chantiers « RGV » à Tihange et à Doel.  
Comparaison au niveau international (suite)**

## **Conclusions**

Les opérations RGV sur les centrales belges ont permis de montrer que la préparation soignée des interventions (gestion, ingénierie et réalisation) par TEE et ELB et la performance de chacun des participants ont entraîné des résultats excellents. Les chiffres exceptionnels obtenus de ces chantiers (coût, durée de l'arrêt, durée du remplacement et dosimétrie) témoignent de la qualité et de la maîtrise avec lesquels ces projets sont menés à bon terme.

## **Samenvatting**

De vervanging van de stoomgeneratoren in de belgische kerncentrales.  
Dosismetingen op de desbetreffende werven.

Sedert 1993 heeft ELECTRABEL het studiebureau TRACTEBEL ENGINEERING vijf opdrachten toegekend ter vervanging van de stoomgeneratoren haar kerncentrales. Deze werkzaamheden gaan meestal gepaard met andere acties waarbij de exploitant steeds het verbeteren van de bestaande hoge zekerheids- en beschikbaarheidsniveaus van de belgische kerncentrales op het oog heeft.

De voorbereiding van het zesde projekt loopt om de vervanging van de stoomgeneratoren van DOEL 2 in 2004 te verwezenlijken.

Naast de studie-eigen aspecten dient een dergelijk ondernemen ook in een ALARA studie en een nauwgezette navolging te voorzien. Door een systematische preventie benadering toe te passen hebben de stralingsbeschermingsdiensten opvallend lage dosiswaarden voor dergelijk ondernemen kunnen bewerken, waarbij ze zich onder de besten ter wereld rangschikken.

De gebruikte methodologie wordt kort beschreven en de balans wordt opgemaakt van de dosimetrische gegevens vastgesteld tijdens de vijf tot nu toe uitgevoerde vervangingen. Een vergelijking op internationaal vlak wordt voorgesteld.

## **Abstract**

Replacing the steam generators at the Belgian nuclear reactors sites.  
On site dosimetry.

As from 1993 ELECTRABEL entrusted to TRACTEBEL ENGINEERING bureau the mission to replace five steam generators at its nuclear reactors sites. In general these operations are carried out in conjunction with other activities destined to improve further the existing high security- and availability levels, earmark of the Belgian reactor operations.

A sixth project is being prepared in order to achieve the replacement of the DOEL 2 steam generators during the course of 2004.

In addition to the project-specific aspects one has to perform an ALARA principle study and to make provisions for a close follow-up. Thanks to a constant prevention policy, it as been possible to achieve remarkably low exposure levels, ranking among the best obtained globally for such operations.

Methods used are presented and the balance struck for the five already finished replacements. Obtained results are compared with international data.

## **THE BELGOPROCESS STRATEGY IN DECOMMISSIONING AND DECONTAMINATION**

**Lucien TEUNCKENS, Patrick LEWANDOWSKI  
Robert WALTHERY, Bart OOMS**

Belgoprocess n.v.  
Gravenstraat 73 Dessel, Belgium

### **ABSTRACT**

Belgium started its nuclear programme quite early. The first installations were constructed in the fifties, and presently, more than 55 % of the Belgian electricity production is provided by nuclear power plants. After 30 years of nuclear experience, Belgium started decommissioning of nuclear facilities in the eighties with two main projects: the BR3-PWR plant and the Eurochemic reprocessing plant. The BR3-decommissioning project is carried out at the Belgian Nuclear Research Centre, while the decommissioning of the former Eurochemic reprocessing plant is managed and operated by Belgoprocess n.v., which is also operating the centralised waste treatment facilities and the interim storage for Belgian radioactive waste.

Some fundamental principles have to be considered for the management of materials resulting from the decommissioning of nuclear installations, equipment and/or components, mainly based on the guidelines of the "IAEA-Safety Fundamentals. The Principles of Radioactive Waste Management. Safety Series No. 111-F, IAEA, Vienna, 1995" with respect to radioactive waste management. Two of the fundamental principles indicated in this document are specifically dealing with the strategy for the management of materials from decommissioning, "Generation of radioactive waste shall be kept to the minimum practicable" (seventh principle), and "Radioactive waste shall be managed in such a way that it will not impose undue burdens on future generations" (fifth principle).

Based on these fundamental principles, Belgoprocess has made a straightforward choice for a strategy with minimisation of the amount of materials to be managed as radioactive waste. This objective is obtained through the use of advanced decontamination techniques and the unconditional release of decontaminated materials. Unconditionally released materials are recycled such as metal materials that are removed to conventional melting facilities, or are removed to conventional industrial disposal sites if they have no remaining value. In order to achieve these objectives, Belgoprocess uses techniques and equipment that enable the high degrees of decontamination to be obtained based on commercially available technology. The paper highlights the specific Belgoprocess approach in this area.

### **INTRODUCTION**

Belgoprocess started the industrial decommissioning of the main process building of the former Eurochemic reprocessing plant in 1990, after completion of a pilot project. Two small storage buildings for final products from reprocessing were dismantled to verify the assumptions made in a previous paper study on decommissioning, to demonstrate and develop dismantling techniques and to train personnel. Both buildings were emptied and decontaminated to background levels. They were demolished and the remaining concrete debris was disposed of as industrial waste and green field conditions restored [1].

The aims of the decommissioning project are to limit radiation risks to the population according to the universal criteria of the ALARA principle, to bring the building into the non-nuclear category, i.e. to decommission up to a level where no controls on contamination and radiation are required any longer and the ventilation may be shut down, and to decontaminate the building completely in view of a conventional demolition.

When it is decided to finally shutdown a nuclear installation, or when planning the operations for a final shutdown, a set of strategic, tactical and technical decisions have to be taken. In practice, these three types of decisions are interlinked, and emerge from an iterative process of study and discussion.

Strategic decommissioning decisions refer to the decisions concerning the best time to fully dismantle the installation, and the stages prior to complete dismantling. Adequate choices have to be made,

based on an examination of the various possible approaches and taking into account various technical considerations, with a comparison of the advantages, drawbacks and costs of each, but also taking into account the country's nuclear policy on decommissioning and waste management, including:

- The liability of official bodies;
- The relevant regulations governing nuclear safety and radiation protection;
- The employment code and the industrial safety rules;
- Social and economic considerations.

Tactical decisions take account of the regulatory constraints and the specific features of the installation to be decommissioned. It is necessary within a given strategy, to determine the tasks to be carried out, to manage these in order to optimise the balance of costs, time schedule and worker doses, and to determine the technical approaches in order to:

- Best meet the safety and protection conditions at least cost;
- Calculate the cumulative doses to workers;
- Minimise the quantity of radioactive wastes and effluents produced and optimise the cost of their management.

Technical decisions involve choosing the most appropriate technical facilities to carry out the operations as decided by the tactical decisions, including the choice of cutting tools and remotely-controlled systems, processes for decontamination and for management of radioactive materials and effluents, and methods of radiation protection and industrial safety.

Taking into account these general considerations and depending on the chosen strategy, different kinds and amounts of contaminated materials will be produced during the decommissioning operations. For each option, it is necessary to consider the minimisation of activity and volume of wastes for storage and disposal and consequent environmental impact, as well as the total costs associated with contaminated material management. As a result, strategies and techniques for minimisation of wastes from decommissioning activities have a large impact when selecting adequate options.

## **FUNDAMENTAL PRINCIPLES OF THE BELGOPROCESS STRATEGY**

In practice, some fundamental principles are considered for the management of materials resulting from the decommissioning of nuclear installations, equipment and/or components, which are mainly based on the guidelines of the IAEA-Safety Fundamentals with respect to radioactive waste management [2]. Two of the fundamental principles indicated in this document are specifically dealing with the strategy for the management of materials from decommissioning:

- The generation of radioactive waste shall be kept to the minimum practicable (7th principle);
- Radioactive waste shall be managed in such a way that it will not impose undue burdens on future generations (5th principle).

The 5th fundamental principle is based on the ethical consideration that the generations that receive the benefits of a practice should bear the responsibility to manage the resulting waste. An additional fundamental ethical principle can be added, stipulating conservation of primary resources for future generations.

Under the 7<sup>th</sup> fundamental principle it is indicated that "...This (a set of measures) includes the selection and control of materials, the recycle and reuse of materials, ...". Advanced decontamination techniques may help to achieve this objective as decontaminated materials may be removed from the radioactive waste management system, minimising the amount of remaining radioactive wastes.

In a broader context, recycling of materials can be considered as a first order ecological priority to limit the quantities of radioactive wastes to be disposed of, to reduce the technical and economic problems involved with the management of radioactive wastes, and to make economic use of primary material and conserve natural resources of basic material for future generations. When analysing disadvantages and risks involved with a specific practice, it is recommended to consider the full cycle of a practice, taking into account the disadvantages and the risks involved with the use of recycled materials, as well as the disadvantages and the risks involved with mining and conversion of new materials.

Based on these fundamental principles, Belgoprocess has made a straightforward choice for a strategy with minimisation of amount of materials to be managed as radioactive waste [3]. This objective is achieved using advanced decontamination techniques and the unconditional release of decontaminated materials. Unconditionally released materials are recycled, such as, i.e., metal materials that are removed to conventional melting facilities, or are removed to industrial disposal sites if they have no remaining value.

The selected techniques and equipment provide the required high degree of decontamination while based on commercially available technology, and they meet the requirements about:

- *Safety*: application should not result in increased radiation hazards due to external contamination of workers or inhalation of radioactive dust/aerosols formed during its implementation.
- *Efficiency*: surface contamination should be removed to a level permitting recycle/reuse of the material.
- *Waste minimisation*: production of large quantities of secondary waste should be avoided, requiring excessive work power and costs for treatment and disposal, and cause additional exposure.
- *Cost-effectiveness*: decontamination costs should not exceed costs for waste treatment and disposal of the material.
- *Feasibility of industrialisation*: large quantities of contaminated materials are produced. The decontamination of these materials generally does not favour methods or techniques that are labour intensive, difficult to handle, or difficult to automate.

The decommissioning activities have to deal with the specific radiological characteristics of the facilities. While the decommissioning of a nuclear power plant is mainly characterised by radiation risks due to the presence of in depth activation products, the alpha contamination of equipment and building surfaces in a reprocessing plant requires that the decommissioning work is done using adequate protective clothing. Specific breathing and cooling air systems have to be provided to enable the operators to carry out the decommissioning tasks in acceptable working conditions [4].

All tasks are carried out within the regulations for decommissioning activities and unconditional release of materials that are stipulated in a Royal Decree that was published on July 20, 2001.

## **PRACTICAL IMPLEMENTATION OF THE BELGOPROCESS STRATEGY**

The practical implementation of the fundamental principles has been developed based on the following considerations:

- Keep the generation of radioactive waste to a minimum.
- Minimise the spread of radio-nuclides as much as possible.
- Optimise the possibilities for recycling and reuse of valuable components from existing and potential waste streams.
- Minimise the volume of the resulting radioactive wastes by applying adequate processing technology.

As an example, for concrete surfaces, where the contamination has not penetrated deeply, improvement in operational efficiency was achieved with dry hand held and automated floor and wall shaving systems [5]. These techniques use diamond tipped rotary disks, designed to give a smooth surface finish that is easier to monitor. They show a significant increase in efficiency and a 30% reduction in secondary waste production, and present less physical load on the operators due to the absence of machine vibration.

For dust-free decontamination of concrete, shavers were integrated into remotely and manually operated industrial systems that capture dust and debris at the cutting-tool surface, which minimises cross contamination. Industrial dust evacuation systems incorporate a cyclone to evacuate larger concrete particles and a filtering system with cleanable pre-filters and absolute filter.

It was also shown that it is economically interesting to decontaminate metal components to unconditional release levels using an automated industrial dry abrasive blasting installation as operated in the central Belgoprocess decontamination facility. Decontamination of metal components mainly

requires the removal of a thin layer of structural material, which means that much more aggressive methods have to be used than during normal maintenance operations.

At the end of December 2002, after more than 7 years of operation, 602 Mg of contaminated metal has been treated. 182 Mg of this material was unconditionally released, having been measured twice by the in-house health physics department. About 420 Mg of the metal, presenting surfaces that could not be measured due to their shape, were packed in drums and melted for unconditional release in a controlled melting facility [6].

The suitability of the abrasive blasting system was verified. Impact of abrasives into the material surface, at the same time introducing contamination into the surface layer, was checked by means of two independent control actions on samples taken from the material. Contamination levels were monitored by non-destructive gamma measurements on samples before and after decontamination. In addition, chemical control monitoring was carried out by removing and dissolving surface material of samples after decontamination. A radiological characterisation of the chemical solution proved that there was no intrusion of contamination into the material surface. The unit cost for decontamination proved to be less than 33 % of the cost for waste treatment, conditioning, storage and disposal [7].

At the end of 2002, after more than 3 years of operation, in the same installation, 237 Mg of contaminated concrete blocks were treated as well. 209 Mg of this material was unconditionally released, having been measured twice by the in-house health physics department. 28 Mg of concrete had to be removed as secondary waste.

Other materials such as heavy concrete, electrical cables and wooden pieces are decontaminated using techniques that are selected based on the type of material and the characteristics of the contaminants.

A specific approach was developed for taking representative samples and monitoring concrete material in view of the final demolition and unconditional release of the remaining structures of the various buildings after dismantling and decontamination.

For the small buildings in the pilot project, all concrete surfaces were monitored twice in view of unconditional release, and core samples were taken at the previously most contaminated places. For the remaining structures or larger buildings, this will result in a large number of samples to be taken and to be analysed. In addition, it will be very difficult or impossible to prove that these samples are representative for the remaining structures of the buildings. Though this methodology is not rejected as such, an alternative has been developed, considering at least one complete measurement of all concrete surfaces and the removal of detected residual radioactivity. This monitoring sequence is followed by a controlled demolition of the concrete structures and crushing of the resulting concrete parts to smaller particles. During the crushing operations, metal parts are separated from concrete and representative concrete samples are taken, the frequency of sampling meeting the prevailing standards. In a further step, the concrete samples are milled, homogenised and a smaller fraction is sent to the laboratory for analyses.

After approval of the licensing documents, operations of the facility were started in June, 2001 [8]. At the end of December 2002, after 17 months of operation, 1,500 Mg of concrete were monitored. All this material could be unconditionally released and removed from site after analyses and agreement by the in-house health physics department and the authorities. The material is further used in conventional road construction.

Finally, contaminated materials that are not subject to the waste minimisation techniques as discussed before, have to be considered as radioactive waste. The final objective in waste minimisation during decontamination and decommissioning is to ensure that those volumes of remaining radioactive materials that cannot be released are reduced in volume as far as practicable. The methods for processing, conditioning, packaging, handling, storing, transporting and disposing of radioactive waste arising from decommissioning are in general similar to those used in other parts of the nuclear industry. Waste forms and packaging have to comply with national transport regulations, with the acceptance criteria at the centralised national waste processing facilities, and with the specifications of predefined, but not yet available disposal sites.

In general, radioactive waste from decommissioning is pre-treated to facilitate subsequent waste processing at the centralised waste treatment facilities. Pre-treatment steps comprise:



- Administrative steps, including documentation of waste details for accountability and operational purposes, with reference to specifications that are defined on a national basis.
- Segregation and sorting of wastes for suitable treatment.
- Decontamination for de-categorisation if economical interest.
- Packaging in bags/200 l-drums, suitable for transport to and for handling in the nationally centralised processing facilities.

Solid low and intermediate level waste is segregated into incinerable, compactible and non-compactible waste. Incineration of combustible waste results in a large overall volume reduction, and produces a stable waste product (ash) that can be immobilised using cement as a matrix. High force compaction is used to get acceptable volume reduction factors for waste material that cannot be incinerated. After processing, immobilisation of remaining material in 400 l-drums is mainly done using cement as a matrix.

## RESULTS FROM THE BELGOPROCESS DECOMMISSIONING OPERATIONS

The total contaminated material production from decommissioning activities carried out by Belgoprocess from 1990 till the end of 2002 at the Eurochemic reprocessing plant and the former waste treatment facilities of the Belgian Nuclear Research Centre, is indicated in table 1. The figures clearly show the results of the Belgoprocess approach.

Table 1: Materials produced from 1989 to December 2002 during the Belgoprocess decommissioning activities at the Eurochemic reprocessing plant and the former waste treatment facilities of the Belgian Nuclear Research Center

	Metal		Concrete		Other material		Heavy concrete		Total	
	Product. (kg)	Free (%)	Product. (kg)	Free (%)	Product. (kg)	Free (%)	Product. (kg)	Free (%)	Product. (kg)	Free (%)
1989	53,124	85.6	65,750	100.0	3,165	100.0	0	0.0	122,039	93.7
1990	99,802	80.3	26,830	69.3	13,453	89.6	0	0.0	140,085	79.1
1991	50,469	42.2	370,723	96.9	6,293	53.6	0	0.0	427,485	89.8
1992	91,639	48.4	30,003	54.6	7,138	23.3	14,630	100.0	143,410	53.7
1993	59,069	38.0	80,082	44.3	3,563	44.6	27,528	92.5	170,242	49.9
1994	173,829	80.6	84,045	54.5	13,133	64.1	70,887	99.6	341,894	77.5
1995	123,003	59.2	104,581	33.4	12,364	37.4	42,508	96.0	282,456	54.2
1996	121,883	83.7	199,767	52.1	7,822	54.8	71,143	98.8	400,615	70.0
1997	161,698	76.2	133,150	47.3	10,576	24.5	19,649	96.7	325,073	63.9
1998	181,005	73.7	724,477	87.9	60,422	35.0	45,415	86.2	1,011,319	82.1
1999	139,488	75.7	655,322	74.4	19,822	43.1	10,539	84.6	825,171	74.0
2000	112,930	79.9	765,928	64.6	34,072	38.9	68,827	83.9	981,757	66.8
2001	135,480	67.9	432,997	56.7	38,505	37.0	104,967	88.8	711,949	62.5
2002	196,577	78.9	1,319,392	94.4	50,017	61.5	13,066	84.7	1,579,052	91.4
Tot.	1,699,996	72.3	4,993,047	77.2	280,345	46.3	489,159	92.2	7,462,547	75.9

All tasks are carried out within the regulations for decommissioning activities and unconditional release of materials that are stipulated in a Royal Decree that was published on July 20, 2001.

Considering the same Royal Decree, a new licence application was prepared in 2002, in order to enable further decommissioning and final demolition of the main process building and some peripheral buildings of the former Eurochemic reprocessing plant. At the same time, a global material balance was prepared, indicating the amount of material that should be unconditionally released and the materials that should be removed as radioactive waste, as shown in table 2.

Table 2. Global material balance relating to the further decommissioning of the main process building and the peripheral buildings of the former Eurochemic reprocessing plant.

	Metal (Mg)	Concrete (Mg)	Heavy concrete (Mg)	Other material (Mg)	Structural concrete (Mg)	Total (Mg)
Uncond. release	726	654	104	63	47,397	48,944
Radioact. waste	199	1,227	7	27	0	1,460
Total material	925	1,881	111	90	47,397	50,404
% Uncond. rel.	78.5	34.8	93.7	70.0	100.0	97.1
% Rad. waste	21.5	65.2	6.3	30.0	0.0	2.9
% Reuse	78.5	34.8	93.7		100.0	97.0
% Industr. dump				70.0		0.1

The figures indicate that more than 75% of the metal material may be unconditionally released for recycling. The concrete material that is produced during the decommissioning operations is mainly removed as radioactive waste. It is only a limited fraction of the total concrete material resulting from the unconditionally release of the building structures, however. On a global basis, about 95% of the concrete material will be unconditionally released and recycled. As this concrete material is free of any polluting substance, it is well suited for reuse as secondary basic material in road construction.

Only a limited fraction (< 1%) of other materials (all except metal and concrete) are produced. As a result of its low economic value and due to the absence of adapted recycling techniques, the non-radioactive part is mostly removed to an industrial dumping site.

As a result, only some 3% of the total material production will be removed as radioactive waste.

## ENSURING HEALTH AND SAFETY DURING THE DECOMMISSIONING OPERATIONS

During the decommissioning operations, major importance is given to ensuring health and safety of the operators and to avoiding spread of contamination. Based on experience, this is mainly a matter of optimisation of radiological protection and a well developed organisation and close follow-up of the decommissioning activities [4].

Optimisation of radiological protection is achieved by limiting the exposure time to radioactive radiation and by protecting operators against potential contamination. Operator exposure time may be drastically reduced when adapted dismantling techniques are used, combined to a well-developed and strictly followed working scheme. As a result, each operator only stays a limited number of hours in the area to be dismantled, while health physics control ensures a close follow-up of all activities. Moreover, each operator involved in the decommissioning activities is continuously subject to medical controls. The decommissioning areas are kept under a slightly negative pressure in order to avoid external spread of contamination.

When decommissioning nuclear installations, the operators use various combinations of protective clothing and equipment, especially in areas with alpha contamination. To provide breathing and cooling air to the operators in their protective clothing, a specific personal protection system was developed, comprising an in-line breathing air filter, a distribution block to control breathing and cooling air, a low profile automatic, first breath activated, positive pressure demand valve, a special facemask with two standard connections, and a safety device, allowing breathing through an absolute filter when the normal air supply has dropped. A bypass on the positive pressure demand valve enables additional air supply to refresh the operator's face and to remove excessive moisture. Special attention was paid to minimise weight and dimensions of the components and to improve carrying comfort. Filtered breathing air is provided from specific units including emergency supply and alarm systems.

Using the newly developed equipment, physical condition tests and measurement of workload on the operators were executed under normal working conditions of plasma cutting and hydraulic hammering or scabbling. Compared to similar tests carried out when older systems were used, and although the physical condition of the operators showed to have decreased by 7 %, the results of the measurements proved to be 20 % more favourable as compared to the proposed heat stress limits. Increases in heart

rate and rectal temperature proved to be less explicit as with the former systems, and operators' recuperation during lunchtime proved to be 100 %. As such, the positive influence of the new combined breathing and cooling system was explicitly shown.

As in the metallurgical industry, in construction, and in forestry, exposure to hand-arm vibrations also occurs in the decommissioning of nuclear installations. Health effects induced by hand-arm vibrations are for instance 'white fingers', but also physical deformations of bones and joints, and other disorders. In different countries, alternative standards or target values have been proposed to limit vibration load on operators. A proposal for a general regulation, however, is not yet available. The current situation related to exposure of hand-arm vibrations during the decommissioning of nuclear installations at Belgoprocess has been submitted to a global representative evaluation method. The results of the analyses carried out do not give reasons to some concern. To further improve working conditions, and to keep the vibration load on the operators below the proposed health limit, additional technical and organisational objectives have been proposed. Precautions for personal protection and medical supervision have been provided, as well as for calculating and follow-up of the daily exposure of the operators to vibrations.

## CONCLUSIONS

When a nuclear installation is finally shut down or when planning operations for a final shutdown, a set of strategic, tactical and technical decisions have to be taken. These three types of decisions are all interlinked and emerge from an iterative process of study and discussion.

The choice of a decommissioning strategy is mainly based on technical, safety and cost considerations, requiring an examination of the various possible approaches, with a comparison of the advantages and drawbacks of each. A country's policies on nuclear decommissioning and waste management may be a major factor in the decision making process.

For managing the materials resulting from the decommissioning of nuclear installations, Belgoprocess considers some basic principles:

- The generation of radioactive waste shall be kept to the minimum practicable.
- Radioactive waste shall be managed in such a way that it will not impose undue burdens on future generations.

Based on these fundamental principles, Belgoprocess has made a straightforward choice for a strategy with minimisation of amount of materials to be managed as radioactive waste. The objective is achieved using advanced decontamination techniques and the unconditional release of decontaminated materials for recycling and reuse in the non-nuclear industry.

It should be clear that the Belgoprocess strategy is not only the right choice for the economical aspects. From the ecological viewpoint, it also provides maximum protection of the environment. In a broader context the recycling of materials can be considered as a first order ecological priority to limit the quantities of radioactive waste to be disposed of, to reduce the technical and economic problems involved in the management of radioactive waste, and to make economic use of primary material and conserve natural resources of basic material for future generations.

In order to keep all decommissioning and decontamination activities within the required criteria for the protection of the public and the environment, all tasks are carried out under a certified Quality Assurance Programme. In March 1996, Belgoprocess obtained the ISO 9001 certificate for the decommissioning of nuclear facilities and the decontamination of contaminated materials.

## REFERENCES

1. Teunckens, L., Claes, J., Geens, L.P., “Decommissioning of Final Product Storage Buildings at the Former Eurochemic Reprocessing Plant”, Seminar on Large-scale Operations for the Dismantling of Nuclear Installations in the European Community, La Hague/Cherbourg, France, 24-25 October 1990.
2. IAEA-Safety Fundamentals. The Principles of Radioactive Waste Management. Safety Series No. 111-F, IAEA, Vienna, 1995.
3. Teunckens, L., Lewandowski, P., Baumann, S., Walthéry, R., Millen, D., “Decommissioning of the Eurochemic Reprocessing Plant, Strategies, Experiences and Developments.” Decommissioning in Belgium: Belgian Nuclear Society Annual Conference, Belgoprocess, Dessel, Belgium, June 23, 1999.
4. Teunckens, L., Walthéry, R., Lewandowski, P., Millen, D., Baumann, S., “Individual Protection Equipment and Ergonomics Associated with Dismantling Operations in a Hostile Environment”, 8<sup>th</sup> International Conference on Environmental Management, Bruges, Belgium, September 30-October 4, 2001.
5. Baumann, S., Teunckens, L., Walthéry, R., Lewandowski, P., Millen, D., “The Results of Specific Efforts to Improve Techniques for the Decontamination of Concrete Surfaces in Nuclear Facilities”, 8<sup>th</sup> International Conference on Environmental Management, Bruges, Belgium, September 30-October 4, 2001.
6. Walthéry, R., Teunckens, L., Lewandowski, P., Millen, D., Baumann, S., “Abrasive Blasting, a Technique for the Industrial Decontamination of Metal Components from Decommissioning to Unconditional Release Levels”, 8<sup>th</sup> International Conference on Environmental Management, Bruges, Belgium, September 30-October 4, 2001.
7. Lewandowski, P., Teunckens, L., Walthéry, R., Millen, D., Baumann, S., “Progress and Experiences from the Decommissioning of the Eurochemic Reprocessing Plant”, 8<sup>th</sup> International Conference on Environmental Management, Bruges, Belgium, September 30-October 4, 2001.
8. Baumann, S., Teunckens, L., Walthéry, R., Lewandowski, P., Millen, D., “Concrete Crushing and Sampling, a Methodology and Technology for the Unconditional Release of Concrete Material from Decommissioning”, 8<sup>th</sup> International Conference on Environmental Management, Bruges, Belgium, September 30-October 4, 2001.

## **DEMANTELEMENT ET GESTION GLOBALE DES RISQUES:**

**Pascal Deboodt**

Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire (SCK•CEN)

Boeretang 200

B-2400 MOL

### **Résumé**

Si le démantèlement d'une installation peut être considéré comme la phase finale de la vie de celle-ci, il n'en constitue pas moins un terrain de prédilection pour la conjugaison de risques multiples et variés. Cette observation générale prend, dans le cas des installations nucléaires, un visage particulier.

En effet, à côté des développements techniques requis par les opérations de démantèlement et la préoccupation légitime pour les aspects liés à la radioprotection, l'analyse des risques doit prendre en compte d'autres facteurs en rapport, notamment, avec les risques industriels classiques d'une part, avec les caractéristiques de l'environnement d'autre part. L'opportunité y est ainsi donnée - voire « imposée » - de gérer globalement l'ensemble de ces facteurs de risque. Cette gestion « intégrée » peut conduire à la mise en œuvre d'approches originales, à l'apparition d'interrogations nouvelles et, également, au développement de nouveaux outils, tel le logiciel VISIPLAN.

L'objet de la présentation est de passer en revue ces divers aspects et de partager l'expérience acquise en l'illustrant par quelques exemples concrets.

### **1. La réalité du terrain**

L'objectif des lignes qui suivent est de montrer que, lorsque le responsable de la sécurité est confronté à des situations concrètes dans lesquelles des risques que l'on qualifiera, pour la facilité, de « mixtes », sont présents, il n'est pas toujours aisé de gérer de manière optimale la sécurité des travailleurs sur les lieux de travail.

Avant d'indiquer quelques exemples de telles situations, rappelons que la réglementation elle-même, au cours des dernières années, a, de manière plus ou moins claire et sous des formes souvent propres à l'institution internationale ou aux autorités compétentes des pays promulguant ces dispositions réglementaires, évoqué l'importance d'une approche globale du risque.

Ainsi, dans la publication 60 de la CIPR, il est écrit que « la Commission souhaite insister sur sa position quant à la nécessité de traiter, avec soin plutôt qu'avec crainte, les risques liés aux

radiations ionisantes et que ces risques (radiologiques) seront considérés dans la perspective (sous entendu « de l'existence ») des autres risques »<sup>1</sup>.

Au niveau européen comme au niveau de nombreux pays, des directives et autres arrêtés royaux ou décrets font également état de l'importance d'une approche « multidisciplinaire » et « dynamique » des risques au travail<sup>2-3</sup>.

Citons à présent quelques exemples « de terrain » illustrant les formes multiples sous lesquelles des situations à risques « conjugués » peuvent se présenter.

Une première illustration vient de la mise en évidence, dans des chantiers à risques mixtes, d'un transfert, conscient ou non, d'un type de risque vers un autre. Nous avons déjà présenté le cas de ce travailleur, formé pour le travail en zone nucléaire contrôlée, et ayant à y effectuer une opération nécessitant l'utilisation d'une échelle. Le risque de ne pas pouvoir décontaminer l'échelle est apparu à ce travailleur comme une priorité justifiant le non respect des règles de sécurité relatives à l'utilisation d'un tel outil, avec pour conséquence une fracture le conduisant à un arrêt de travail de plusieurs semaines!

Une seconde illustration est à trouver dans les opérations liées au démantèlement d'un réacteur à eau sous pression. Ce réacteur, construit au début des années soixante, a été retenu par l'Union Européenne comme l'un des projets-pilotes en matière de démantèlement d'installations nucléaires de base. Comme bon nombre d'installations de cette époque, l'isolation thermique reposait sur l'utilisation de matériaux contenant de l'amiante. Lorsque cette substance, dont les effets cancérigènes sont reconnus, fut détectée en zone contrôlée, la décision de l'éliminer, comme imposé par la réglementation, conduit le gestionnaire de la sécurité à se poser certaines questions tant sur les personnes que sur les procédures impliquées par les opérations d'élimination de l'amiante.

Enfin, le 2 avril 2001 a permis de mettre en évidence, lors d'un dégagement de fumée en zone contrôlée d'une installation du Centre Nucléaire de Mol que la gestion combinée du risque incendie et du risque radiologique était possible moyennant le respect de certaines conditions préalables.

De nombreux exemples, représentatifs de secteurs non-nucléaires où les radiations ionisantes apparaissent avec un ou plusieurs autre(s) risque(s) peuvent être trouvés dans le compte-rendu du 4<sup>ème</sup> workshop proposé par l'European ALARA Network et organisé par le Centre Nucléaire de Mol en novembre 2000 à Anvers<sup>4</sup>.

Comme il y apparaissait clairement, la gestion globale des risques ne peut plus être considérée comme une question purement théorique. Outre les situations présentées ci-dessus, il faut encore indiquer qu'en matière juridique par exemple, de nombreuses questions demeurent sans solution dès lors qu'il s'agit d'évaluer, après un accident de travail, si le niveau de sécurité ayant prévalu au moment de l'accident était bien ... optimal! Le problème des

---

<sup>1</sup> Commission Internationale de Protection Radiologique, Publication 60, 1.4 (14).

<sup>2</sup> On trouvera une liste récente des directives européennes dans la contribution de Mr. Angel Fuente Martin, EC DG V, Luxembourg lors du 4<sup>ème</sup> workshop de l'EAN.

<sup>3</sup> Loi sur le Bien Etre au Travail, Arrêté Royal Belge du 4 août 1996.

<sup>4</sup> Management of occupational radiological and non radiological risks: lessons to be learned, 4<sup>ème</sup> workshop de l'EAN, Anvers, novembre 2000.

compensations et autres dédommagements pour les travailleurs exposés à des risques « conjugués » est un élément supplémentaire de la réflexion encore à mener!

Voyons dès lors comment cette problématique a été abordée au Centre d'étude de l'Energie Nucléaire de Mol et quels en sont les principaux enseignements.

## **2. Prévention et protection des travailleurs au SCK•CEN**

### **2.1. Mise en place d'une démarche ALARA**

A la fin des années 80, la direction du SCK•CEN a décidé de concrétiser le second principe de la radioprotection dans ses installations ». Si aucune valeur de l'homme-Sievert n'a été définie à ce moment, des moyens humains et matériels ont été mis à la disposition des « chefs de sécurité ». Après avoir formé une dizaine de collaborateurs au CEPN de Fontenay-aux-Roses, la rédaction d'une procédure ALARA a été entreprise. Il est important de noter quelques caractéristiques de cette procédure.

D'une part, elle ne se limitait pas au risque radiologique. Quoique centrée sur ce dernier, les formulaires composant la procédure imposaient aux utilisateurs de prendre en compte, du moins sur le plan qualitatif, l'existence d'autres risques.

De plus, les premiers pas de cette approche ALARA ont essentiellement été guidés par l'expérience acquise dans le cadre du projet de démantèlement du BR3, premier réacteur à eau légère en Europe et qui, après la décision d'en arrêter l'exploitation en 1987, a été retenu comme projet-pilote par l'Union Européenne. Les conditions attachées au soutien de l'Union Européenne étaient de deux ordres : d'une part, effectuer une étude comparative des techniques utilisables pour un tel démantèlement, et d'autre part, accompagner l'ensemble du projet d'une étude d'optimisation durant les différentes phases du démantèlement. Cette dernière, entamée, dans les premiers mois, avec la collaboration efficace du CEPN, se poursuit encore actuellement.

D'autre part, plutôt que d'imposer la procédure de manière habituelle (communication « top down »), une première version a fait l'objet d'une discussion préalable avec plus de 80 utilisateurs futurs de la procédure. Ce n'est qu'après avoir pu bénéficier de toutes les remarques et propositions visant à améliorer la première version que la procédure a été étendue à l'ensemble du SCK•CEN.

Précisons encore que cette procédure venait s'ajouter aux structures réglementaires imposées par la législation du travail, tel le **Service Interne de Prévention et de Protection au Travail**.

### **2.2. L'ébauche d'une gestion globale**

C'est à l'occasion des travaux liés à ce démantèlement que les premières questions relatives à la gestion globale des risques se sont posées.

Nous avons déjà évoqué ce que nous appellerons le « syndrome de l'échelle ». Une autre situation, et sans doute la plus révélatrice de l'importance d'une gestion intégrée, est apparue lorsqu'il a fallu, sur base de l'inventaire annuel relatif à la présence d'amiante dans les

installations du CEN, se rendre compte que les concentrations d'amiante dans l'air, en zone contrôlée de BR3, dépassait la limite légale autorisée et que, dès lors, son élimination devenait obligatoire.

Nous avons en d'autres circonstances, présenté ce chantier d'élimination d'amiante<sup>5</sup>.

Rappelons-en maintenant les principales leçons:

- d'abord, il y a nécessité impérative de prendre le temps et d'accorder les moyens nécessaires pour la formation des travailleurs impliqués; ceci est particulièrement vrai lorsqu'il s'agit, comme l'impose la réglementation belge, de faire intervenir une société, certes agréée pour l'élimination d'amiante, mais ne disposant d'aucune expérience en milieu nucléaire;
- ensuite, il est impératif de discuter des procédures techniques avec les opérateurs concernés; ainsi, l'ordre chronologique des opérations d'élimination a été modifiée pour tenir compte des zones à débit de dose plus élevé;
- de plus, il est souhaitable de maintenir, voire d'accroître, les mesures visant à assurer qu'aucune exposition (interne et/ou externe) d'origine radiologique ne se manifeste;
- enfin, la collaboration, dès la phase initiale de préparation des opérations, entre les autorités réglementaires compétentes (Inspection du Travail, SIPPT, Travailleurs) est indispensable.

Concrètement, ce premier chantier « élimination d'amiante » a conduit à:

- une réduction de l'ordre de 20% de la durée du chantier;
- un volume de matériaux amiantés d'un facteur deux supérieur aux prévisions initiales;
- une réduction de la dose collective totale de 90 homme.mSv à 20 homme.mSv;
- au remplacement des équipements de protection individuelle des travailleurs de la société agréée après qu'une contamination, certes faible mais bien réelle, en Cobalt-60, ait été mise en évidence grâce aux contrôles quotidiens et aléatoires des travailleurs au Compteur Total Humain du SCK•CEN;
- à une modification de l'approche par les autorités réglementaires compétentes de tels chantiers; ainsi, lors de deux autres chantiers d'élimination d'amiante dans des conditions de travail similaires, l'autorisation a été donnée de faire effectuer ces opérations par du personnel, certes non agréé pour l'amiante, mais bien formé vis-à-vis du risque radiologique.

Enfin, un dégagement de fumée dans le bâtiment réacteur de BR3 en 2001 a permis de tester une nouvelle approche de pareille situation d'urgence. En effet, s'il est bien connu que les sapeurs-pompiers sont parfaitement préparés à la lutte contre les incendies, il est parfois difficile de leur faire admettre que leurs procédures et moyens habituels peuvent, dans certaines circonstances, s'avérer totalement inadéquats, voire parfois susceptibles d'engendrer des conséquences bien plus graves que celles simplement issues de l'incendie. Des contacts réguliers, des formations spécifiques, des visites en zones nucléaires et une attention réelle portée aux arguments des sapeurs-pompiers, le tout s'étalant sur une période de près de dix années, ont conduit à ce que, dans le cas cité, tant l'intervention des sapeurs-pompiers (effectuée après autorisation explicite du service « Contrôle Radiations » du SCK•CEN) que la transmission des informations aux autorités municipales locales (réalisée après un briefing réunissant les responsables du SCK•CEN et des services d'intervention) se soient effectuées dans un parfait esprit de collaboration et avec pour préoccupation prioritaire, d'assurer le niveau optimal de sécurité pour l'ensemble des personnels engagés.

---

<sup>5</sup> Démantèlement nucléaire et élimination d'amiante: un même challenge?, Jérôme Dadoumont, Pascal Deboodt, Journées de la SFRP, La Rochelle, 9-10 juin 1998.



Qu'il nous soit maintenant permis d'indiquer quelques résultats plus généraux observés au SCK•CEN depuis que la démarche ALARA a été mise en œuvre.

D'abord, nous avons effectivement pu observer une réduction des doses, individuelle et collective.

D'autre part, la fréquence des accidents de travail a fortement diminué ainsi, mais dans une moindre mesure, que la gravité de ceux-ci. Ces observations sont particulièrement significatives pour le BR3 puisqu'un démantèlement ne s'écarte pas fondamentalement, pour ce qui est des risques potentiels, d'un véritable chantier de construction!

On trouvera en annexe quelques figures illustrant ces résultats.

Ensuite, la procédure ALARA a été particularisée au sein des principales installations que comporte le centre de Mol et intégrée dans les procédures d'exploitation.

Parallèlement, l'application de la procédure ALARA, conjointement avec le développement d'une communication de type « bottom-up » a conduit à l'apparition de comportements constructifs et surtout, spontanés. Ainsi, les opérations de vidange des résines échangeuses d'ions dans l'installation du réacteur BR2 conduisaient, avant que la démarche ALARA n'y soit appliquée, à des doses significatives. Une première étude d'optimisation a été effectuée, conduisant, par la mise en place de matelas de plomb, à une réduction de l'ordre de 50% de la dose reçue. Mais ceci n'est pas le plus significatif. Quelques mois après avoir apporté cette modification, les opérateurs eux-mêmes, de leur propre initiative, ont entrepris de réexaminer la procédure technique liée à cette opération. Par les modifications apportées à cette procédure, une réduction supplémentaire d'un facteur 2 de la dose reçue a été obtenue!

A noter aussi qu'une certaine inversion dans la perception des risques chez les travailleurs a été récemment observée. C'est essentiellement le cas pour le BR3 où, après avoir intégré l'importance des risques non-radiologiques, la tendance chez les opérateurs à négliger le risque radiologique, certes fortement diminué après les opérations d'évacuation des composants les plus radioactifs, est, à plusieurs reprises, apparue.

### 2.3. Synthèse

De l'examen de quelques exemples concrets, il apparaît que le problème de la gestion globale des risques se manifeste, notamment, au travers:

- de transfert de risques, s'effectuant de manière consciente ou non;
- de la nécessité de définir des priorités quant-à l'approche de risques particuliers;
- du caractère « évolutif » du risque prépondérant dans une situation de travail donnée;
- de la difficulté d'une communication efficace.

Il ressort aussi de l'approche mise en œuvre au SCK•CEN qu'une telle gestion est possible et que l'application formalisée du principe d'optimisation a constitué un catalyseur positif pour l'amélioration générale du niveau de sécurité, tous risques confondus. Il n'est sans doute pas inopportun de rappeler à cet égard, que le principe ALARA ne se limite pas, dans son essence, à réduire les doses (et certainement pas à « viser la dose nulle ») mais qu'il contient, implicitement les prémisses d'une gestion globale. Nous y reviendrons plus loin.

Il serait évidemment bien prétentieux de vouloir déduire de ce qui précède une approche des risques qui soit la solution à toute situation réelle. Ce que les lignes précédentes nous ont enseigné doit à présent être remis dans un contexte plus large, seul susceptible de conduire à une vision de ce qu'une approche intégrée des risques devrait être. C'est l'objet du paragraphe suivant.

### 3. La Gestion Globale des Risques

Une première remarque s'impose d'emblée : la réponse à la question posée ci-dessus n'est pas simple. Outre les exemples et conclusions dont il a été fait mention précédemment, la réponse à l'interrogation soulevée ici doit encore être pensée et intégrée dans une vision prenant, notamment, en considération:

- la perception du risque et son acceptation tant par les travailleurs eux-mêmes que par le public en général;
- le rôle joué par le facteur humain, en ce sens que si de nombreux accidents demeurent, pour l'essentiel, imputables à l'homme et non à la machine, il importe de savoir ce qui, chez l'homme, peut conduire à des comportements favorisant la manifestation concrète d'un risque.

Laissons-nous dès lors prendre comme point de départ les conclusions du 4<sup>ème</sup> workshop de l'European ALARA Network.

Comment ont-elles été énoncées?

1. Gérer efficacement les risques professionnels requiert le développement d'une culture du risque commune à tous les décideurs. Il est par conséquent recommandé que des encouragements soient donnés pour inclure les leçons et les discussions relatives à la gestion des risques dans la vie quotidienne durant les années de formation (en commençant au niveau scolaire). Il est également recommandé que des stratégies soient, au niveau national et dans les divers secteurs professionnels, mises en place pour présenter et discuter de la gestion des risques professionnels avec les travailleurs, les media, le public ainsi qu'avec les autorités réglementaires. Il est également recommandé que la gestion du risque fasse, lors de l'élaboration des textes réglementaires, l'objet d'une attention accrue quant à une plus grande clarté et transparence de ceux-ci, dans le respect des exigences et de la culture requises pour leur mise en œuvre.
2. Le transfert de risque est un élément majeur que nous avons, et que nous aurons de plus en plus, à prendre en compte, non seulement sur le plan des risques professionnels eux-mêmes, mais aussi entre le public et ces risques, voire, entre l'être humain et les risques écologiques. De plus, il est impératif d'étudier comment gérer ces transferts au travers d'une meilleure connaissance des détails des transferts actuels, des facteurs impliqués et des interactions entre les décideurs dans le processus de décision. Ceci pourrait être réalisé en développant des études visant à accroître cette connaissance ainsi qu'en cherchant à définir des procédures et des critères significatifs pour les prises de décision « raisonnable ».
3. La participation de tous les décideurs concernés apparaît comme le pilier central de la prise de décisions qui soient raisonnables et largement acceptées.

Il est à signaler que ce workshop a permis de constater que des études comparatives entre risques radiologiques et non-radiologiques avaient déjà été réalisées<sup>6</sup> et que des situations de travail dans des secteurs variés avaient déjà fait l'objet d'une approche globale<sup>7-8-9-10</sup>. Le

---

<sup>6</sup> A comparison of the carcinogenic risk assessment and management of asbestos and ionising radiation, A. Oudiz (IRSN), A. Garrigou (Univ. Bordeaux, I), B. Mohammed-Brahim et F. Daniellou (Univ. Bordeaux, 2).

<sup>7</sup> Management of radiological and non radiological risks in a decommissioning project, Pascal Deboodt (SCK•CEN).

<sup>8</sup> Hazard and risk management in exploration and production, N. Barlow (Shell International Exploration and Production, The Netherlands).

<sup>9</sup> Management of non-ionising radiations risks by a large company, R. Bodeman and K. Henrichs (Corporate Office for radiation Protection, Siemens, Germany).

<sup>10</sup> My involvement in radiation control at the Sellafield Reprocessing Plant, A. Shand (BNFL, UK).

lecteur intéressé pourra consulter le site <http://cepn.asso.fr> à la rubrique « Workshops » et y prendre connaissance de l'ensemble des textes présentés lors du 4<sup>ème</sup> workshop.

Nous estimons, pour notre part, que le principe ALARA est, et doit rester, le moteur principal de toute Politique intégrée de Prévention et de Protection des travailleurs à condition, toutefois, d'être étendu aux risques non-radiologiques. La question est alors immédiate:

« Est-ce faisable et dans l'affirmative, comment l'est-ce? »

Pour pouvoir répondre à ces deux questions, et apporter une première pierre à l'édifice que serait une GGR, il n'est pas inutile de rappeler quelques aspects du principe d'optimisation.

Si ce principe porte, a priori, l'accent sur le risque radiologique, il fait également mention, de manière implicite ou explicite, des autres risques. En effet, ce serait un excellent exemple de politique de l'autruche que de ne pas voir, dans la dernière partie de l'expression de ce principe « ...prenant en compte les facteurs socio-économiques... », une allusion implicite aux autres dangers guettant les travailleurs.

D'autre part, sans entrer dans la discussion relative à la définition et la « praticabilité » de la valeur de l'Homme-Sievert, cette notion propose, en définitive, d'attribuer « un prix à la vie » et il n'y a aucune raison, à notre avis, pour que celle-ci privilégie un risque particulier.

Enfin l'expérience acquise au SCK•CEN, et il ne s'agit pas d'une exception, démontre que la mise en œuvre sur le terrain du principe d'optimisation constitue un catalyseur positif de la PPP et d'une extension aux risques non-radiologiques.

Si nous défendons la poursuite et l'extension du principe d'optimisation, c'est également parce que nous croyons que le principe ALARA n'est pas un pur outil de calcul, une simple « recette de radioprotection » mais qu'il s'avère essentiellement bénéfique sur le plan de ce que certains qualifieront peut-être de « culture de sécurité ». En effet, si la concrétisation de ce principe repose sur une formalisation initiale, on n'oubliera pas qu'il requiert, notamment, un engagement de la hiérarchie, une communication entre les divers partenaires sur le terrain et insiste sur le retour d'expérience, notamment vers les acteurs de terrain. Ces trois éléments de la démarche ALARA constituent à nos yeux trois piliers incontournables d'une gestion globale des risques.

Ce rôle moteur primordial est d'ailleurs de mieux en mieux reconnu au niveau d'organisations et institutions internationales. Ainsi, le « Draft International Action Plan for Occupational Radiation Protection »<sup>11</sup> reprend comme action future « une approche holistique de la sécurité sur les lieux de travail ». Bien qu'il ne s'agisse pas encore de la version définitive, il est certain que cette action sera reprise dans ce plan d'action proposé conjointement par l'Agence Internationale de l'Energie Atomique et l'Organisation Internationale du Travail. D'autre part, dans le cadre d'un groupe de travail de l'OCDE/NEA, nous sommes associés à l'élaboration d'un texte portant sur une approche globale des divers risques dans les domaines du démantèlement et du déclassement des installations nucléaires.

Il ne nous semble dès lors pas déraisonnable de proposer une généralisation du principe ALARA. Certains, dont nous sommes, proposent d'utiliser l'acronyme ASARA, « As Safe As Reasonably Achievable ». Comment procéder à une telle généralisation ? Une première difficulté apparente réside, a priori, dans le manque de paramètres quantitatifs applicables « a priori » pour une formalisation de l'approche des risques non-radiologiques, comme c'est le cas avec la dose individuelle et la dose collective pour le risque radiologique. Nous avons toutefois indiqué que l'utilisation de telles quantités n'est pas le but final de la procédure d'optimisation. On pourrait toutefois tenter, à titre de support, d'introduire de tels paramètres « non-radiologiques » basés, par exemple, sur le retour d'expérience d'opérations antérieures. Ces paramètres restent toutefois à définir.

---

<sup>11</sup> Findings and recommendations of the International Conference on Occupational Radiation Protection: Protecting workers against exposures to Ionizing Radiation, Geneva, 26-30 August 2002 and Draft International Action Plan for Occupational Radiation Protection (still under review).

Les recommandations faites lors du 4<sup>ème</sup> workshop de l'EAN ont déjà conduit à développer certaines actions visant à développer cette approche globale.

En effet, depuis cette rencontre regroupant des représentants du secteur nucléaire mais aussi d'autres secteurs de l'industrie, des radioprotectionnistes, des décideurs, des travailleurs et des représentants des autorités réglementaires, quelques pas, que l'on peut qualifier de significatifs, ont été effectués.

Le premier pas positif, et d'ailleurs condition sine qua non de progrès, est la reconnaissance de plus en plus ouvertement exprimée à des niveaux dépassant une installation ou un pays, de l'importance de la question posée ici. Il est à ce propos intéressant de noter que l'implication de l'Organisation Internationale du Travail conforte cette reconnaissance et devrait être un facteur de cohérence et de transparence dans les futures décisions.

D'autre part, des recherches ont été entamées visant à mieux cerner les deux aspects que nous avons évoqués précédemment à savoir la perception du risque et l'influence du facteur humain.

Des études sont actuellement en cours visant à approcher l'élément-clé d'une telle gestion, à savoir le facteur humain. Ainsi, à titre d'exemple, le SCK•CEN a entamé une recherche visant à évaluer comment la culture de sécurité est perçue aux divers échelons de son organigramme. Se référant notamment aux éléments de la théorie de la dissonance cognitive, cette étude, objet d'une thèse doctorat, devrait livrer des informations intéressantes, notamment en ce qui concerne la compréhension, par l'ensemble de la ligne hiérarchique et du personnel d'exécution, de ce que la sécurité au travail signifie et impose.

Nous ne pouvons omettre de citer la poursuite des études liées spécifiquement à l'effet des radiations ionisantes aux faibles doses. Outre les implications potentielles pour la radioprotection, de telles études devraient pouvoir situer de manière plus précise la place de la radioprotection dans la gestion globale souhaitée. Le secteur du « non-radiologique » n'est pas en reste non plus puisque, dans certaines réglementations, il apparaît, certes encore timidement, la volonté de ne pas se limiter à un simple respect des normes légales.

Enfin, la mise à disposition de banques de données de plus en plus précises et ne se limitant pas à un pays, ainsi que la multiplication de réseaux de communication devraient fournir le retour d'expérience trop souvent négligé. Citons par exemple, les réseaux ISOE et EAN ainsi que les banques de données IRID, RELIR.

Un seul regret toutefois: les banques et réseaux portant sur les risques non-radiologiques sont encore trop peu connus et, ceci étant également vrai pour les banques/réseaux « radiologiques », n'analysent pas encore suffisamment les causes profondes des incidents/accidents sous l'angle des interactions (transferts,...) entre les divers risques présents.

#### **4. Conclusions**

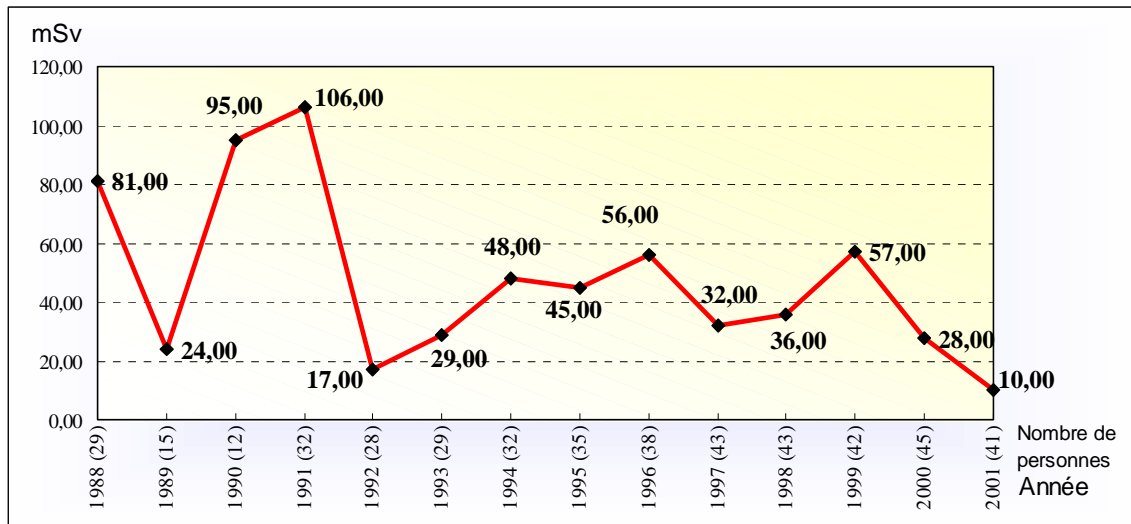
Arrivé au terme de ce texte, le lecteur aura peut-être le sentiment de se trouver confronté à plus de questions sans réponse qu'à la réponse qu'il était en droit d'attendre. En réalité, comme nous l'avons déjà mentionné, tout problème de taille requiert, dans une première étape, de poser les « bonnes » questions. Nous espérons simplement que les lignes qui précèdent auront pu aider le lecteur en ce sens.

Que les questions indiquées précédemment soient les « bonnes » ou non, il appartiendra aussi au lecteur d'en juger. L'auteur aura toutefois atteint son but si cette contribution aura pu donner lieu à des échanges fructueux au cours desquels, accord, désaccord, commentaire, avis seront formulés dans un esprit constructif et durant lesquels, les intervenants garderont constamment présent à l'esprit l'objectif réel de toute gestion globale des risques à savoir

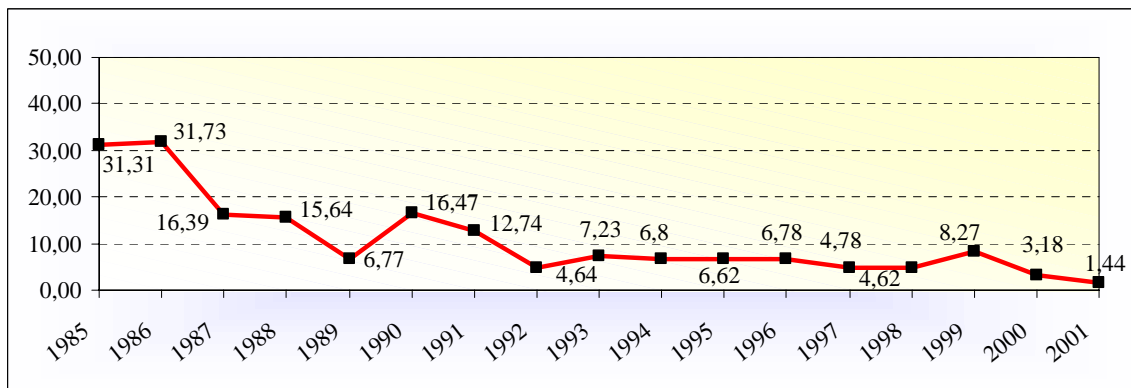
« assurer un niveau de sécurité optimal » pour les travailleurs, en ne privilégiant aucun risque et en n'épargnant aucun effort pour mettre l'être humain au centre des préoccupations.

Annexe 1:

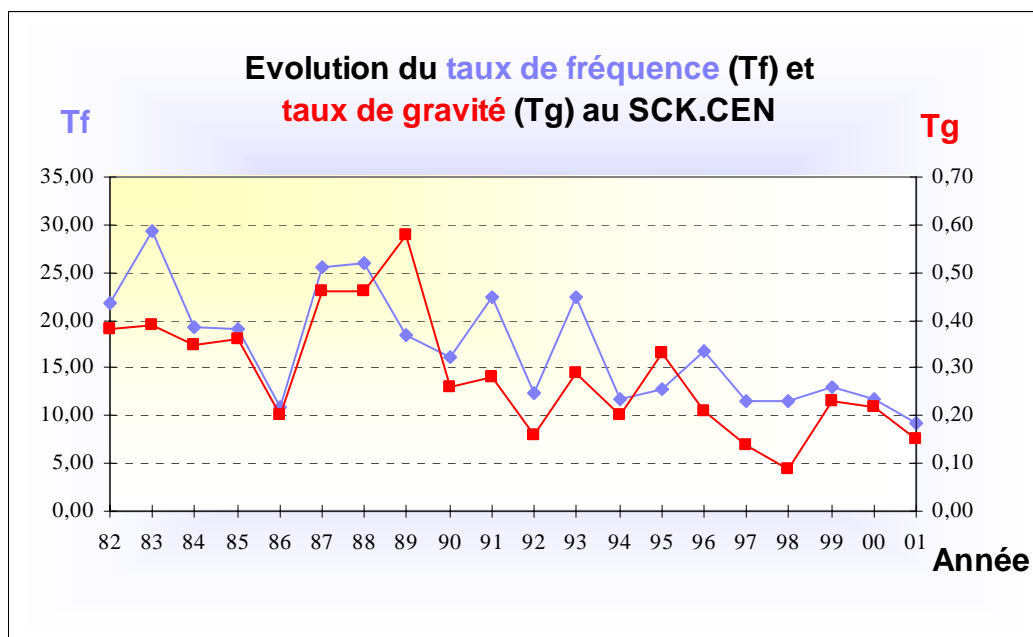
Dose collective annuelle BR3 (man-mSv)



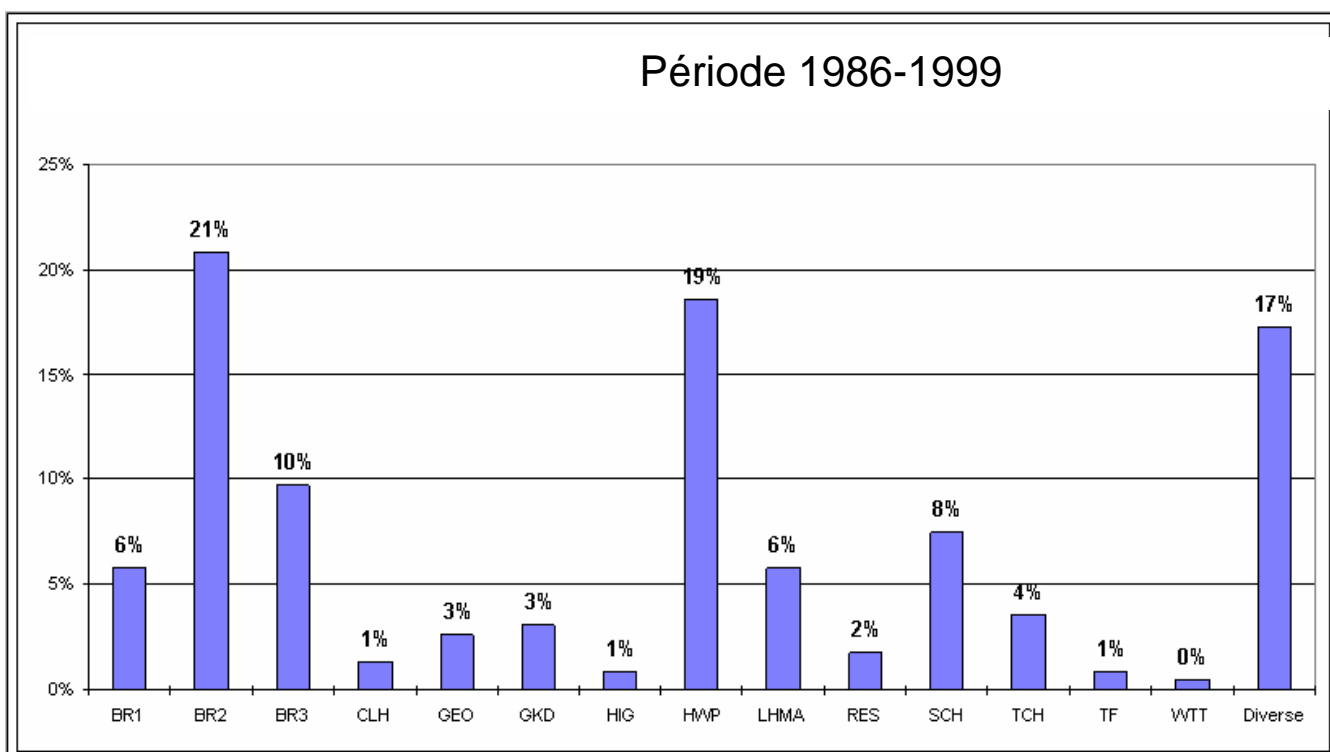
Dose maximale individuelle BR3 (mSv)



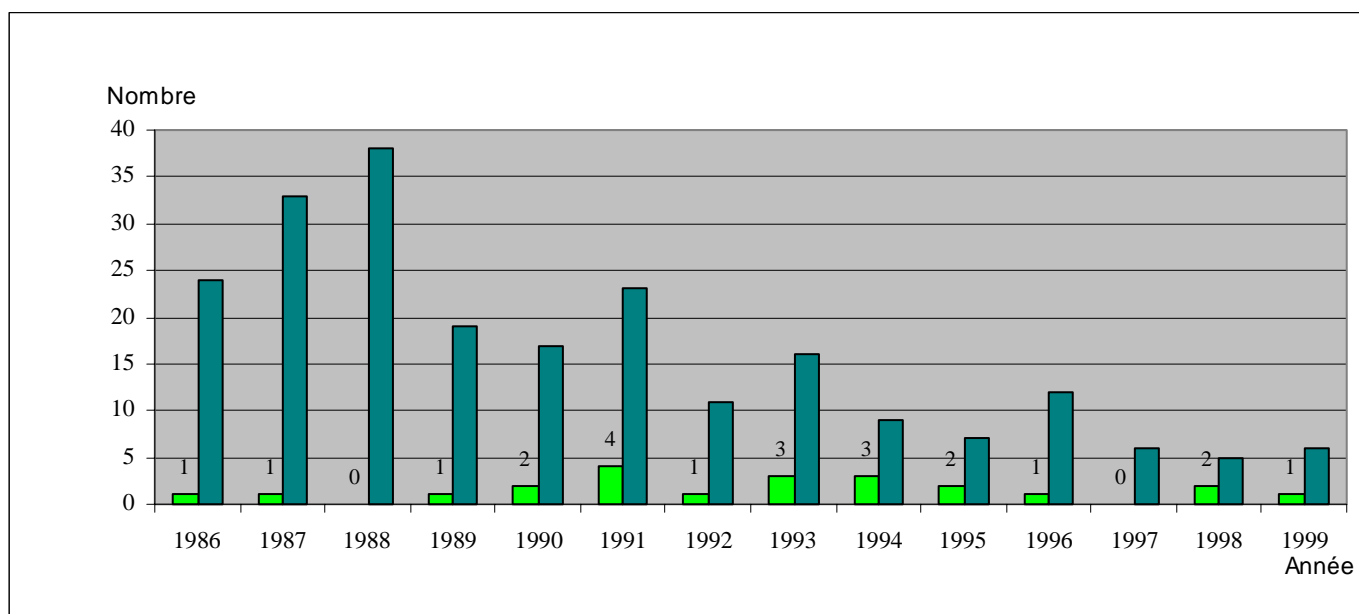
Annexe 2: Evolution du Fg et du Eg (SCK•CEN)



Annexe 3: Distribution des accidents (SCK•CEN) en fonction des installations



Annexe 4: Nombre d'accidents non-radiologiques (période 1986 – 1999)



## **Samenvatting**

### **Ontmantelen en het algemeen beheer van risico's**

Zelfs al kan het ontmantelen van een installatie beschouwd worden als haar bestaanslotfase, toch gaan de desbetreffende handelingen gepaard met een samenvloeien van allerlei risico's. Voor nucleaire installaties heeft deze algemene opmerking een eigen kenmerk. Inderdaad, naast de noodwendige technische ontwikkelingen gebonden aan de ontmantelingsoperaties en de rechtmatige bezorgdheid verbonden met de stralingsbeschermingsaspecten, dient de risico analyse rekening te houden met andere factoren onder meer zulke die enerzijds eigen zijn aan de klassieke industriële risico's en anderzijds omgevingsgebonden zijn. Dit geeft aanleiding, of dwingt, tot een meer algemene aanpak bij het risicobeheer. Dat " geïntegreerde" beheer kan leiden tot nieuwe benaderingen, het opduiken van nieuwe vragen, het ontwikkelen van nieuwe werktuigen zoals de VISIPLAN software. Deze aspecten worden hier behandeld en de opgedane ervaring wordt toegelicht met een aantal concrete voorbeelden.

## **Abstract**

### **Dismantling and general management of risks**

The dismantling of installations is considered as the final phase of its lifetime; nevertheless, it is action of choice where various risks meet. This general statement has a particular look when dealing with nuclear installations. Indeed, next to the required technical developments and the legitimate worries linked to radioprotection, the analysis must take due account of other factors such as the classical industrial risks and the environmental characteristics. The overall management of risk factors is thus a must. This integrated handling may lead to new approaches, to new questioning and also the development of new tools such as the VISIPLAN software. This contribution reviews these various aspects and presents the experience gained using a number of examples.



## **DECOMMISSIONING PROJECTS OF THE INSTITUTE FOR REFERENCE MATERIALS AND MEASUREMENTS**

**Luc Peeters, Pierre Kockerols**

European Commission, DG Joint Research Centre  
Institute for Reference Materials and Measurements, Geel (B)

### **Abstract**

The Institute for Reference Materials and Measurements (IRMM) is a research institute of the European Commission located in Geel Belgium. It was created in the sixties as a nuclear research centre and operated three accelerators - one linear electron accelerator and two Van de Graaff accelerators – and several laboratories for actinides.

Over the years the activities of the IRMM gradually shifted to non-nuclear fields. As a result of this evolution it was decided to dismantle one of the Van de Graaff accelerators and decommission a laboratory building.

In addition the inventory of all nuclear liabilities was made as well as a provisional decommissioning plan of the other installations. For this exercise the experience feedback of the decommissioning of the radiochemistry laboratory was used. For the linear accelerator a prior study published by the European Commission related to decommissioning of accelerators could serve as basis.

The paper is presenting the organisational and radiation protection experience gained while running these projects.

## 1 Introduction

'IRMM' stands for 'Institute for Reference Materials and Measurements'. The institute is located in the Kempen region, in Geel, Belgium, in the vicinity of other nuclear installations, like the Belgian nuclear research centre SCK.CEN. It was created in the sixties as a result of the Euratom treaty for the promotion of nuclear research. Since the eighties the activities of the IRMM gradually shifted to the non nuclear fields and today about 2/3 of the resources are focussed on non nuclear research, mainly in the food safety and in environmental matters.

The IRMM belongs to the European Commission, under the Directorate General 'Joint Research Centre' (DG JRC), which operates several institutes spread over the European Union, in Ispra (I), Karlsruhe (D), Petten (NL) and Sevilla (E). The purpose of the JRC is to provide an independent scientific and technical support for the European policies. As most of these institutes are former nuclear research centres, the JRC is today supporting actively the inventorisation of its nuclear liabilities and the decommissioning of obsolete nuclear installations.



*Figure 1 : the IRMM site in Geel (B)*

The research at IRMM is done in six buildings, spread over a site of about 30 ha and housing several laboratories and three accelerators, one linear electron accelerator and two Van de Graaff accelerators. As a result of the decreased nuclear activities it was decided to dismantle one of the Van de Graaff accelerators and to denuclearize completely one of the buildings and refurbish it to a (non nuclear) analytical laboratory. These main projects were realised from 1999 till 2002. Since 2002 other 'clean-up' programs were also performed in the other controlled areas, in order to remove obsolete equipment and non-used radioactive samples.

In parallel an inventory of the remaining nuclear liabilities was established, based on a provisional decommissioning plan. This document is describing all future dismantling, not

anticipated yet. It was presented to the Belgian organism for radioactive waste (NIRAS.ONDRAF) in 2001.

## 2 Realised decommissioning projects

### Dismantling of the 3,5 MV Van de Graaff accelerator (2001)

The former installation with the two Van de Graaff accelerators (3,5 MV and 7 MV), the beam lines and the target halls is illustrated on figure 2. The removal of the oldest 3,5 MV accelerator was justified as it was only occasionally in use and as its dismantling could facilitate the operation of the more recent 7 MV accelerator.

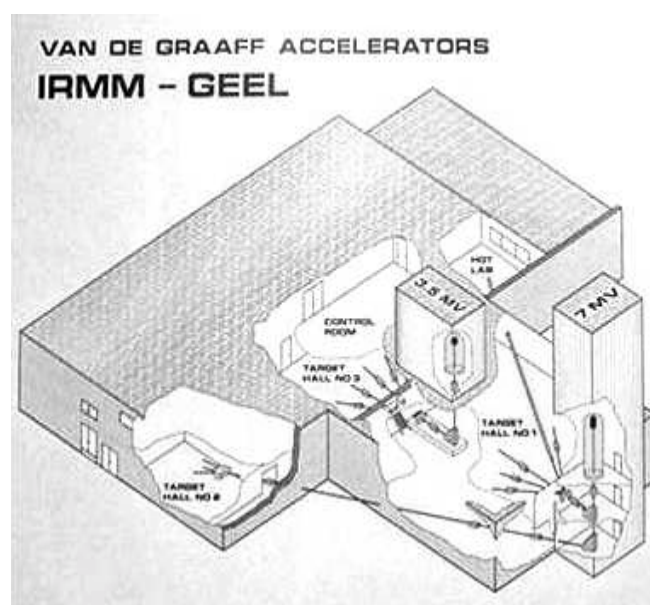


Figure 2 : the Van de Graaff building with 3,5 MV and 7 MV accelerators

The work was realised during the second semester of 2001, in parallel with the construction of a new shielding wall around the target hall for radiation protection purposes. The dismantling included the accelerator devices, the beam line, the focussing and turning magnets and the tower (20m height). The accelerator had been used in the past with tritium targets, resulting in a slight contamination of the internal parts. The total activity was estimated to be 2 MBq of tritium (as comparison, the exemption limit for tritium is 1 GBq). Some slightly activated components were also treated, with activity concentrations below 1 kBq/kg.

The waste quantities could be limited to a minimum, as most accelerator parts were given and transferred to an external company (Vivirad, F).

### Denuclearization of the radiochemistry laboratories (1999-2002)

The infrastructure to be decommissioned consisted of 700 m<sup>2</sup> of laboratories, with 12 glove boxes and 4 fume hoods, 350 m of effluent pipes, two 3000 litre liquid waste tanks and 260 m of extraction ducts. The internal contamination of the boxes varied between 90 and 4000  $\alpha$ -Bq/cm<sup>2</sup>.

As a first step, re-usable nuclear materials were transferred to SCK for storage. The glove boxes and fume hoods were considered as waste and transferred to Belgoprocess. The floors, walls and ceilings were fully checked for clearance.

For the release verifications, a double measurement technique is applied : in a first step all surfaces are submitted to a direct measurement, in a second step wipes are taken and measured at very low level with a windowless proportional counter. Finally all the released laboratories and materials are cross-checked by the authorised inspection body, AV Controlatom.

The Chemistry Building was officially denuclearized on 30 August 2002. On 11 October 2002, the refurbished building with new laboratories for non-nuclear research (analytical chemistry) was inaugurated by Commissioner Philippe Busquin.

### **Other smaller scale ‘clean-up’ activities (2002)**

On the flight path area in the controlled zone of the Linear Accelerator (LINAC) a specific effort was done in 2002 for the removal of old experimental devices, obsolete equipment and unused materials. More than 90 % of these objects (about 100 m<sup>3</sup>) could be released and evacuated as non-nuclear waste after a double verification and sorting. A relative small amount of objects (4 m<sup>3</sup>) was activated and evacuated as radioactive waste. Re-usable devices and materials were brought to specific storage locations.

Another clean-up activity involved old liquid radioactive samples from laboratories of the Mass Spectrometry Building and the Main Building, stored for long time, as they couldn't be evacuated as such as radioactive waste. For this reason, a technique was set up to mix these samples in cans with chalk and concrete. After solidification the pre-conditioned cans are packaged in drums and removed as solid waste. This technique offers several advantages : solid waste instead of liquid, inert matrix, shielding by the concrete. For safety reasons the operations are performed in glove boxes. About 250 liquid samples could be treated in 2002 following this method.

## **3 Experience feedback**

Most of the realised IRMM decommissioning projects are at a relative small scale and had a relative low complexity in comparison with dismantling in other nuclear facilities in Belgium (BR3, Eurochemic, SG replacements, ...). Instead of giving in this paper further detailed descriptions of the IRMM projects, it was found worthwhile to emphasise some punctual ‘experiences’ acquired at IRMM during the projects. These experiences are related to the identification of the radioactive materials, the legislation around the clearance levels and some organisational aspects.

### **Identification of radioactive materials**

Typical for radiochemical laboratories is that they contain a large number of small items, with different chemical composition and various isotopic compositions. Although the experience shows that most of the items are well identified, it will take a huge amount of time to treat those samples from which the chemical or isotopic identification was forgotten.

Several measurements have to be performed or provisions have to be taken to deal with those characteristics that can not be identified on an easy way. The missing information can sometimes be found by the owner of the laboratory, but it happens regularly for older installations that the owner has left or is retired.

For this reason it could be interesting for the future to introduce a kind of ‘nuclear testament’ that should be established by leaving people. This document will contain a ‘transfer of ownership’ of the radioactive and chemical materials.

### **Traceability during decommissioning**

A proper identification and traceability is also essential during the decommissioning works. Once materials or equipment are grouped or transferred to other locations, and this happens regularly for organisational reasons, information about their former ‘history’ can be easily lost. Thus information about their potential radiological hazard (contamination level) is also missing, requiring a very conservative approach for the further dismantling and clearance.

For this reasons grouping or transfer of materials or equipment, to facilitate the decommissioning works, should be always preceded by a clear identification assuring the traceability.

### **Clearance levels for surface contamination**

The new Belgian Regulation [1] is giving an extensive list of clearance levels : maximum massic contamination levels are defined for the most common radionuclides. But clearance verifications of the installations are mostly based on surface contamination measurements.

For surface measurements only two maximum contamination levels  $0,4 \text{ Bq/cm}^2$  (for  $\beta$ -emitters and low toxicity  $\alpha$ -emitters) and  $0,04 \text{ Bq/cm}^2$  - issued from the transport regulation - are applicable. This leads to sometimes incoherent situations, for instance for installations potentially contaminated with  $^{60}\text{Co}$  (clearance level  $100 \text{ Bq/kg}$  or  $0,4 \text{ Bq/cm}^2$ ) compared with installations potentially contaminated with  $^3\text{H}$  (clearance levels  $100.000 \text{ Bq/kg}$  or  $0,4 \text{ Bq/cm}^2$ ).

For future decommissioning plans one should refer to appropriate surface contamination clearance levels, e.g. as defined by the European Commission [2], [3] or as integrated in the German Regulation [4].

### **Clearance levels for natural radionuclides**

The massic clearance levels of some natural radionuclides defined in the Belgian Regulation is extremely low. For  $^{226}\text{Ra}$  and  $^{232}\text{Th}$  a clearance level of  $10 \text{ Bq/kg}$  is applicable.

This value is much lower than the natural occurrence of these isotopes in building materials (e.g. plaster) or typical infrastructure (e.g. earthenware in lavatories). Principally, these materials can not be cleared, should they be submitted to a massic contamination measurement.

One should take care that for future decommissioning licenses a derogation must be asked for those natural radionuclides if there is an evidence that the origin of the contamination is not related to the former nuclear activities of the area.

### **Organisational aspects : secondary waste**

The production of unexpected amounts of secondary wastes is a typical recurring 'phenomenon' in decommissioning. The decommissioning works can be well prepared, the accent will always be put on the limitation of the primary waste. But the choices to use one or another equipment or dismantling method can have heavy consequences on the production of additional waste. The problem is that these consequences are commonly notified when there is no way back.

During the project preparation a formal proactive 'systematic' should be implemented assuring that precautionary measures are always taken for the limitation of secondary waste.

### **Organisational aspects : temporary storage of waste**

Most controlled areas have a location for the temporary storage of waste. Experience shows that there is always a delay of a few months between the production of the waste and its removal.

Once decommissioning is going on, the location is also subject to clearance. For organisational reasons this can happen in an early stage of the decommissioning, together with other laboratories. Moreover, during decommissioning a lot of additional waste is produced: secondary waste as mentioned above and not measurable or contaminated components.

For these reasons a temporary storage location for waste drums can be very practical. This could be realised for instance by a safely 'adapted' container located outside in the neighbourhood of the decommissioning works.

### **Organisational aspects : workshop for dismantling and decontamination**

Limitation of radioactive waste must be an overall requirement, as it corresponds to the ALARA approach, for future generations. And limitation of waste is also cost-effective. Even quite detailed and labour-intensive dismantling and decontamination works on the infrastructure and equipment – with regard to their clearance - can be defensible, both from an ALARA point of view as from an economic point of view.

The problem is that during decommissioning works unnecessary radioactive waste is often produced, as there is no suitable location to organise such detailed (smaller-scale) dismantling or decontamination.

In the preparation of decommissioning projects, a suitable workshop for small-scale dismantling, decontamination and pre-conditioning should be anticipated.

### **Organisational aspects : finalisation of the works**

During the decommissioning works, it will happen that problems are postponed if they are thought to be minor but without immediate solution. But the last small weights are sometimes the heaviest. When the decommissioning is nearly completed, their treatment is sometimes much more difficult as initially foreseen, thus causing additional delays or efforts. This is

typical for decommissioning, as there is no or at least less ‘pressure’ to put a new installation into service.

The decommissioning management should consider in due time the treatment of all those leaving ‘minor’ problems.

#### 4 Future decommissioning plans

As a consequence of the Belgian Regulation [5] and in the same way as for the other Belgian nuclear installations, IRMM was instructed in 1999 by the national organism for radioactive waste (NIRAS.ONDRAF) to draw up an inventory of radioactive materials present on the IRMM site and to give an estimate of the costs for the decommissioning of the installations and buildings.

The work was attributed to the Röntgen Technische Dienst (NL) and was carried out in 2000. The final report [6] was presented to NIRAS.ONDRAF and approved early 2002. Part of the technical experience and financial implications of the decommissioning of the radiochemistry building could be taken into consideration and extrapolated to the other similar buildings with laboratories. For the linear accelerator (Linac) the results of an extensive study [7] performed by the Free University of Brussels (V.U.B.) in 1999 was taken into account.

Following items were inventoried :

- nuclear material and other radioactive sources on the site ;
- waste present on the site ;
- equipment and infrastructure to be dismantled and disregarded as radioactive waste (glove boxes, fume hoods, equipment around the linear accelerator) ;
- activated building materials (linear accelerator) ;
- surfaces to be measured for clearance.

Table 1 gives a repartition of the estimated performance costs (labour costs) and waste costs for the different type of installations. Costs are given here as they are reflecting the expected effort and difficulty of the operations.

<b>Facilities</b>	<b>Performance costs (M €)</b>	<b>Waste costs (M €)</b>
Van de Graaff	0,3	0,1
Linac	4,6	12,7
Laboratories	1,0	1,6
Waste pipes and tanks	0,2	0,1

*Table 1 : repartition of the estimated decommissioning costs (estimate on 1.1.2000)*

The comparison shows clearly the major contribution from the decommissioning of the linear accelerator, especially from the waste that will be produced. In particular the dismantling of the concrete shielding around the accelerator would produce a large amount of waste (80% of the Linac waste costs).

### Decommissioning of the linear accelerator

Figure 3 gives an illustration of the linear accelerator building and the concrete shielding around accelerator (2m thickness) and target hall (3,5m thickness).

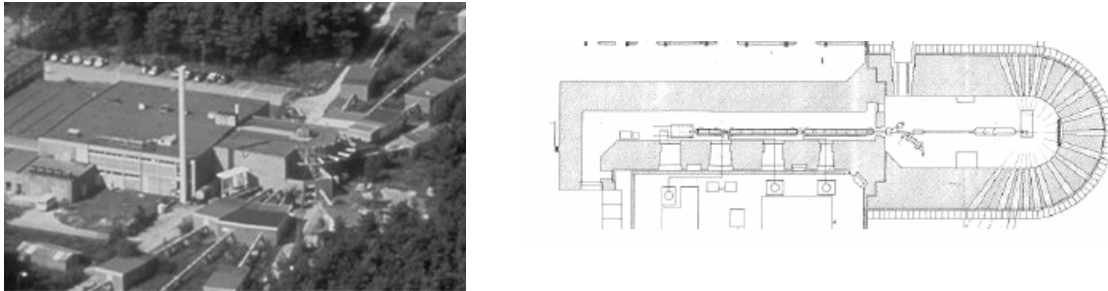


Figure 3 : the Linac building - the concrete shielding around accelerator and target hall

The radiological assessment of the Linac was based principally on the measurement of samples of the infrastructure, e.g. about 60 concrete cores, taken away by drilling in the shielding.

An example the activity concentration at different depths in the shielding is shown on figure 4. The measurements of concrete show clearly  $^{152}\text{Eu}$  as dominant radionuclide ( $^{152}\text{Eu}$  is generated by the neutron absorption of  $^{151}\text{Eu}$ , present as impurity in the concrete) with activation levels well above the clearance limit (0,1 kBq/kg) and this over a depth of more than 50 cm. For steel the dominant isotope is as expected  $^{60}\text{Co}$ .

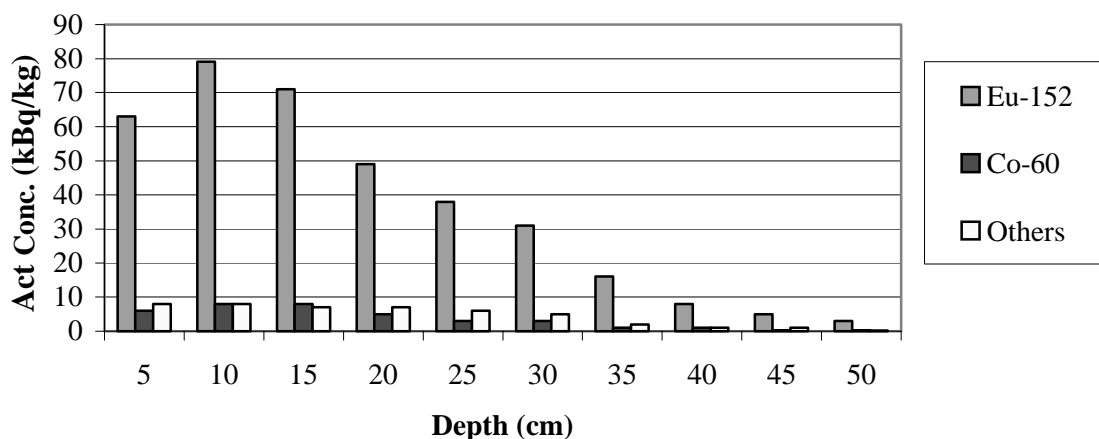


Figure 4 : typical distribution of the activation in the concrete



These few data to illustrate that significant activation levels, combined with the 'monolithic' structure of the shielding, will impact on the complexity of the dismantling and the amount of waste production.

On the other hand, deferred dismantling after a cooldown period is not advisable as it will put an undesirable burden on next generations with regard to the relative long half live of  $^{152}\text{Eu}$  and  $^{60}\text{Co}$  (respectively 13,3 y and 5,3 y).

### **Revision of the IRMM inventory in 2005**

The revision of the decommissioning plan and the inventory of the liabilities is planned - as required by the regulation – for 2005. This revision will embed the complete experience feedback of the now terminated decommissioning projects and will focus more precisely on the limitation of the waste production, especially from the dismantling of the Linac.

## **5 Conclusions**

Over the last years, two major decommissioning projects were realised and finalised at IRMM. These works gave a valuable experience feedback in terms of organisation and radiation protection, which should not be forgotten when planning new decommissioning projects. These experiences should therefore be integrated in the revised decommissioning plan and should be taken into consideration in future decommissioning license requests.

The actual decommissioning plan demonstrates the relative complexity and cost of the dismantling of the linear accelerator, explained by the fact that decommissioning was not taken into account in the conceptual phase of the accelerator.

## **6 References**

- [1] 20 juli 2001 – Koninklijk besluit tot inwerkingsstelling van de wet van 15 april 1994 betreffende de bescherming van de bevolking en van het leefmilieu tegen de uit ioniserende stralingen voortvloeiende gevaren en betreffende het Federaal Agentschap voor nucleaire controle – B.S. 30.8.01
- [2] EC: Basis for the definition of surface contamination clearance levels for recycling or reuse of metals arising from the dismantling of nuclear installations. A. Deckert. (1999).
- [3] European Commission. Recommended radiological protection criteria for the clearance of buildings and building rubble from the dismantling of nuclear installations. Radiation protection 113. (2000)
- [4] 20.7.2001 – Verordnung für die Umsetzung von Euratom-Richtlinien zum Strahlenschutz – Bundesgesetzblatt 26.7.2001
- [5] 12 december 1997 – Programmawet houdende diverse bepalingen – BS 18.12.97

- [6] Inventarisatie Nucleair Passief – Institute for Reference Materials and Measurements te Geel (2001).
- [7] Evaluation of the Radiological and Economic Consequences of Decommissioning Particle Accelerators – Vrije Universiteit Brussel – Cyclotron Department (1999).

## **Samenvatting**

Het Instituut voor Referentie-Materialen en -Metingen (IRMM) is een onderzoekscentrum van de Europese Commissie, gevestigd te Geel (B). Het werd opgericht in de jaren zestig als een nucleair onderzoekscentrum met de uitbating van drie versnellers – één lineaire versneller en twee Van de Graaff versnellers – en verscheidene laboratoria voor actinides.

Over de jaren heen zijn de activiteiten van het IRMM overgeschakeld naar niet nucleaire onderzoeksdomeinen. Als gevolg hiervan werd beslist één van de Van de Graaff versnellers te ontmantelen en een laboratoriumgebouw te denucleariseren.

Bijkomend werd een inventaris gemaakt van het nucleair passief, tezamen met een voorlopig ontmandelingsplan van de andere installaties. Voor deze studie werd gebruik gemaakt van de ervaring opgedaan tijdens de denuclearisatie van het radiochemie-laboratorium. Voor de lineaire versneller kon een vorige studie gepubliceerd door de Europese Commissie over de ontmanteling van versnellers als basis dienen.

Dit document behandelt de ervaring die met deze projecten opgedaan is op gebied van organisatie en stralingsbescherming.

## **Résumé**

L'Institut pour Matériaux et Mesures de Référence (IRMM) est un centre de recherche de la Commission Européenne, situé à Geel (B). Il fut créé dans les années soixante comme centre de recherche nucléaire et exploitait trois accélérateurs – un accélérateur linéaire et deux accélérateurs Van de Graaff – et plusieurs laboratoires d'actinides.

Au cours du temps les activités de l'IRMM se sont diversifiées vers la recherche non nucléaire. A la suite de cette évolution il fut décidé de démanteler un des accélérateurs Van de Graaff et de dénucléariser un des bâtiments de laboratoires.

De plus un inventaire du passif nucléaire fut établi, de même qu'un plan provisoire de démantèlement des autres installations. Pour cette étude, le retour d'expérience de la dénucléarisation du bâtiment de radiochimie fut utilisé. En ce qui concerne l'accélérateur linéaire, une étude précédente publiée par la Commission Européenne a pu servir de base.

Ce document traite de l'expérience acquise au cours de ces projets du point de vue de l'organisation et de la radioprotection.

## DECOMMISSIONING OF ACCELERATORS: A STUDY ON IDENTIFICATION OF NUCLEAR WASTE

**A. Hermanne**<sup>1</sup>, **M. Sonck**<sup>2</sup>,  
**N. Buls**<sup>3</sup>, **A. Fenyvesi**<sup>4</sup>

<sup>1</sup> Cyclotron Department Vrije Universiteit Brussel, Belgium

<sup>2</sup> Association Vincotte Nuclear, Brussel, Belgium

<sup>3</sup> Dept. of Radiology, AZ- Vrije Universiteit Brussel, Belgium

<sup>4</sup> Atomki, Hungarian Academy of Sciences, Debrecen, Hungary

### Abstract

A large number of particle accelerators are used in radionuclide production, biomedical and physics research and in radiotherapy. Cascades of secondary particles (prompt radiation) are induced during the interaction of the primary beam with the target or structural materials of the accelerator. This radiation partly consists of indirect ionising particles with long range, capable of inducing activation far away from their origin.

The amount of activated material might be significant as the potential target volume is large. The induced long-lived radionuclides will generate important amounts of radioactive waste at decommissioning of the installation.

Until recently little attention was paid to the environmental or financial impact of the management of the activated components of dismantled machines and to demolishing rubble and scrap from buildings. A European directive (Euratom 96/22) submits clearance to an authorisation procedure to be delivered by national authorities from the year 2000 on.

In a collaboration between the cyclotron group and the Radioprotection Office of the VUB two studies were performed analysing the activation problem around cyclotrons or large research accelerators on one hand and the head of a Philips SL-75 medical linac, dismantled in March 1999 at AZ VUB, on the other hand. This report presents in detail the measured activities of samples taken from structures around the accelerators or the linac head and from the concrete of the bunkers and therapy room. The origin of the activation was also studied based on the nuclear cross section data. The most probable activation processes are indicated. For accelerators estimations for total amount of waste and associated costs for different dismantling scenarios were made.

The results of these studies are useful to users of accelerators and public authorities for planning of decommissioning, dismantling and replacement procedures and to assess the follow-up of nuclear waste management problems.

# **PART I: ACTIVATION AROUND PARTICLE ACCELERATORS**

## **1. Frame - Introduction**

A large number of particle accelerators are used in radionuclide production, biomedical and physics research and in radiotherapy. Cascades of secondary particles (prompt radiation) are induced during the interaction of the primary beam with the target or structural materials of the accelerator. This radiation partly consists of indirect ionising particles with long range, capable of inducing activation far away from their origin. The amount of activated material might be significant as the potential target volume is large. The induced long-lived nuclides will generate important amounts of radioactive waste at decommissioning of the installation.

Until recently little attention was paid to the environmental or financial impact of the management of the activated components of dismantled machines and to demolishing rubble and scrap from buildings. A European directive (Euratom 96/22) submits clearance to an authorisation procedure to be delivered by national authorities from the year 2000 on.

The in-depth study of machine and shielding activation will also allow better evaluation of the possible radiological burden put on workers and the public as a consequence of the dismantling and disposal options taken.

It is in this frame that in 1996 the European Commission made a call for tenders on the subject of *Evaluation of the radioactive and economic consequences of decommissioning particle accelerator*. The results presented here were obtained for the major part during this study that was granted to a consortium of Vrije Universiteit Brussels, NIRAS-ONDRAF, MAN-Germany, CEA-Saclay and with external participants (Canberra, IRMM, SCK-CEN)

The original results for larger accelerators were extended by a study on medical linacs financed by research in Brussels in 1999.

## **2. The activation problem**

The basic mechanisms of activation around the different types of accelerators are rather well understood. A clear distinction can be made between activation by charged particle interactions giving rise to nuclear threshold reactions, and activation which originates from secondary fast neutrons (threshold reactions) or moderated neutrons (essentially radiative capture). The range of charged particles, even at very high energies, is limited. The collimated beams are kept in metal transport pipes until interaction occurs with targets or beam dumps. For this reason, only the internal structures of the accelerators or target assemblies can be activated by the beam particles. The level of activity and the half-life of the radionuclides generated by charged particle reactions are generally in an order of magnitude that no clearance can be considered. The volumes of such activated material are limited.

The particles accelerated by these machines can induce cascades of secondary particles (prompt radiation) and radioactive isotopes while they slow down interacting with the target or the structural materials of the accelerating and beam transporting system. Important fluxes of secondary neutrons are produced by charged particle reactions induced during the acceleration and transportation of the primary beam particles by unwanted, but inevitable beam losses and of course when the beam hits targets or beam dumps. Depending on their energy, attenuation of neutrons and photons of the prompt cascades can be small and they can get far from their place of origin. The amount of activated material might hence be significant.

In the case of electron linear accelerators, neutrons are produced in a two-step process. Electrons are first slowed down in the target, producing bremsstrahlung, which generates fast neutrons in

the same block of material by ( $\gamma,n$ ) reactions in the giant photonuclear resonance region. For a target of fissile material (uranium) a small neutron contribution from ( $\gamma$ ,fission) occurs. In all cases the amount of neutrons produced depends on the type and energy of the primary beam, the interaction material and the beam power. From literature following values for neutron production rates per 1 mC of beam load can be derived:

$$\Phi = 6.5 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \text{ for 30 MeV protons, Cu target (typical medium energy cyclotron)}$$

$$\Phi = 3.7 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \text{ for 100 MeV electrons, solid U target (typical high energy linac)}$$

The neutron fluxes are more or less homogeneously distributed in the irradiation rooms and cause deep activation of the external machine parts, the infrastructure and the biological shielding. The exact energy distribution of neutron beams and influence of multiple scattering, reflection, moderation (by structural elements), finally penetration and thermalisation in the shielding material is still not very well known.

The table shows the main long-lived radionuclides identified in concrete shielding around particle accelerators.

Radionuclide	Possible Reaction	Cross section	Half life	Abundance (%) <sup>b</sup>
<sup>152</sup> Eu	<sup>151</sup> Eu (n, $\gamma$ ) <sup>152</sup> Eu	9198 barn	13.33 years	48
<sup>154</sup> Eu	<sup>153</sup> Eu (n, $\gamma$ ) <sup>154</sup> Eu	312 barn	8.8 years	52
<sup>134</sup> Cs	<sup>133</sup> Cs (n, $\gamma$ ) <sup>134</sup> Cs	29 barn	2.06 years	100
<sup>134</sup> Cs	<sup>134</sup> Ba (n,p) <sup>134</sup> Cs	9 mbarn at E <sub>n</sub> = 16 MeV	2.06 years	2
<sup>60</sup> Co	<sup>59</sup> Co (n, $\gamma$ ) <sup>60</sup> Co	37 barn	5.3 years	100
<sup>46</sup> Sc	<sup>45</sup> Sc (n, $\gamma$ ) <sup>46</sup> Sc	27 barn	83 days	100
<sup>133</sup> Ba <sup>a</sup>	<sup>132</sup> Ba (n, $\gamma$ ) <sup>133</sup> Ba	7 barn	10.5 years	0,1
<sup>133</sup> Ba <sup>a</sup>	<sup>133</sup> Cs (p, n) <sup>133</sup> Ba	0,16 mbarn at E <sub>n</sub> = 12 MeV	10.5 years	100
<sup>54</sup> Mn	<sup>55</sup> Mn (n,2n) <sup>54</sup> Mn	910 mbarn at E <sub>n</sub> = 18 MeV	312 days	100
<sup>54</sup> Mn	<sup>54</sup> Fe (n,p) <sup>54</sup> Mn	590 mbarn at E <sub>n</sub> = 10 MeV	312 days	6
<sup>22</sup> Na	<sup>23</sup> Na (n,2n) <sup>22</sup> Na	40 mbarn at E <sub>n</sub> = 15 MeV	2.6 years	100
<sup>22</sup> Na	<sup>27</sup> Al (n,2p4n) <sup>22</sup> Na	10 mbarn at E <sub>n</sub> = 25 MeV	2.6 years	100
<sup>137</sup> Cs	<sup>136</sup> Ba (n, $\gamma$ ) <sup>137m</sup> Ba → <sup>137</sup> Cs	0.4 barn	30 years	8
<sup>137</sup> Cs	<sup>137</sup> Ba (n,p) <sup>137</sup> Cs	3,7 mbarn at E <sub>n</sub> = 16 MeV	30 years	11

<sup>a</sup> only detected where "barite" concrete is used

<sup>b</sup> "Abundance" relates to the abundance of target nuclide in the natural element

### 3. Selection of cases and availability.

Based on considerations on type of accelerators and their potential for inducing activation in structural materials and shielding, the particle accelerators were grouped in four categories.

#### *Class 1: Low energy accelerators.*

It was shown in preliminary measurements around a medical linac (20 MeV electrons, 18 MeV photons - 2 years of operation) that activation of the shielding for this type of accelerators is low although the vicinity of the target can be strongly active. Considering the cross sections and neutron fluxes involved, this result can be explained on physical grounds. The total amount of radioactive waste can however be considerable due to the high number of accelerators concerned (estimated average of 1 accelerator for  $3 \times 10^5$  inhabitants in the EU).

Also for the low energy electrostatic accelerators the energy delivered is far below the threshold for the large majority of nuclear reactions. A direct consequence is that the possible secondary neutron fluxes generated at targets (except for the 14 MeV neutron generators) are inexistent or very low and no distributed activation of the shielding is expected.

#### *Class 2: Medium energy accelerators (10-100 MeV)*

Some information and experience existed about the activation of the **VUB cyclotron** at the **Vrije Universiteit Brussel (Belgium)** (variable energy; multi-particle;  $E_{\max, \text{proton}} = 43 \text{ MeV}$ ;  $I_{\max, \text{proton}} \approx 100 \mu\text{A}$ ). This machine is representative for its class and the utilisation of the different irradiation rooms for physics experiments and isotope production, yields a wide range of activation.

Access was guaranteed and detailed data on its beam history was established.

A full investigation of activation in four irradiation rooms, the cyclotron vault and extensive sampling of metal parts of the infrastructure was performed.

#### *Class 3: High-energy accelerators (100-300 MeV)*

The 200 MeV electron accelerator of the **Institute for Reference Measurements and Materials (IRMM) at the Joint Research Centre at Geel (Belgium)** was chosen. The very high neutron production rates around this machine used for neutron time of flight experiments, with a high beam load, will probably yield the upper limit of activation to be expected. Detailed information on beam history and low variability in shielding and exploitation conditions together with the proximity of the site to Brussels has strongly influenced this choice. Excellent collaboration with the management, the physicists and the radiation protection officers of IRMM allowed a successful drilling campaign with optimisation of radiation protection and nuclear waste management, in collaboration with SCK•CEN (Mol).

#### *Class 4: High-energy accelerators (up to several GeV)*

The complexity of the installations and the difficulty to have access to the facilities for an extensive investigation campaign limit the possibility of a real choice for a representative case in this class. Due to good professional contacts with the RPO of the Centre d'Etude Atomique (CEA) and the coincidence of our investigation with the start of a decommissioning study, the large 6 GeV **proton synchrotron SATURNE of CNRS-CEA** was chosen in this class.

We will here essentially discuss the experimental results found around the VUB Cyclotron.

## **4. Description of the VUB cyclotron**

The cyclotron of the Vrije Universiteit Brussel (VUB), located in Brussels, Belgium, delivered its first beam in 1985. The accelerator is an isochronous multi-particle, multi-energy cyclotron with a maximum energy for protons of 42.5 MeV ( $I_{\text{typical}} = 70 \mu\text{A}$ ) and a guaranteed power of 3 kW. Other accelerated particles are deuterons,  $^3\text{He}^{++}$  and  $^4\text{He}^{++}$ . The accelerator is essentially used for research and occasionally for commercial radionuclide production. The cyclotron complex, presented in Figure 1a, consists of an accelerator vault and four irradiation rooms.

The biological shield consists of 2 m to 2.5 m thick ordinary reinforced concrete walls ( $\rho = 2.35 \text{ g.cm}^{-3}$ ) with a total volume of approximately 2700 m<sup>3</sup>.

The accumulated beam load at the end 1997 amounted up to 1815 C (78% was used in room 2).

## **5. Drilling campaigns**

At the three facilities core samples of the shielding were taken with a boring/drilling device.

In both VUB and IRMM cases the device was equipped with a 50mm diameter water-cooled diamond tool with a length of 55 cm. The closed circuit of the cooling system enabled an almost 100% recuperation of liquid effluents in a tank. The risk of dust contamination or dust intake was low due to the "wet" drilling process that prevents airborne spread of activity. After settling

during 48 h, 90% of the water could be released free of radioactivity as confirmed by  $\gamma$ -spectrometry of samples. About 4 kg of lightly activated mud had to be disposed off.

All the removed concrete cores were cut afterwards into 5 cm long concrete samples ( $\pm 0.2$  kg) by a diamond saw. The samples were then analysed with a high resolution  $\gamma$ -spectrometer after correction for self-absorption and measurement geometry.

Pieces of reinforcement steel (if present) were removed and measured separately.

Attention is drawn to the fact that the samples at VUB and IRMM were measured after a period of minimum 2 months after the last irradiation.

## 6. Doses to workers- contamination

Precautions to avoid any contamination of workers and workplace during the work were taken.

Because of the low ambient dose rate in the VUB-Cyclotron complex no extra precautions were necessary to protect the technicians. RP-motivation of the workers and use of gloves, disposable shoes and overalls were sufficient to avoid contamination and unacceptable high dose. The total collective dose during the drilling campaign in September 1997 was 0.5 man mSv.

The complete drilling campaign at IRMM was executed in one week (August 1997). Due to the high ambient dose rate in the IRMM bunker (normal maintenance period, no extra cool down), special precautions had to be taken to protect the workers:

- a detailed dose mapping of the working area;
- removal of several highly activated accelerator parts and earlier activated Pb shielding;
- shielding with flexible lead sheets of several hot spots, detected during dose mapping;
- the actual drilling time was optimised (VISIPLAN-SCK).

The total collective dose was 7.5 man mSv, including 0.9 man-mSv for dose mapping and 0.7 man-mSv for installation of lead shielding. The highest dose task related to drilling near the target area was 2.4man-mSv with an individual maximum of 1.26 mSv over the whole campaign. No contamination of the drilling neither tools nor the workers was noticed during daily survey. Workers were submitted to whole body counting after the job, showing no internal contamination.

## 7. Results for radionuclidic specific activation levels in the concrete shielding

Two radionuclides are predominantly present:  $^{152}\text{Eu}$  responsible for nearly 70% of the total specific activity and  $^{60}\text{Co}$  (25%). Minor activities of  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{154}\text{Eu}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,... are detected.

As shown by the figure, an activation problem of the biological shielding is present in the accelerator vault and in irradiation room 2. In the three other irradiation rooms (1, 3 and 4), no activity above 100 Bq/kg has been measured. This can be easily understood when the beam load in each room is considered: 78% of the total beam load is used in irradiation room 2.

The shielding of the accelerator vault is most activated at the location behind the deflector of the machine. A maximum activity of 2200 Bq/kg is measured. The most dominant beam loss in the accelerator vault (between 30% and 50%) is at the deflector. The concrete located at small distances from the deflector is the most irradiated by neutrons (produced at this location) and hence shows the highest activation. The more the distance to the deflector increases, the more the activation will decrease. The lowest activation is therefore present at the other end of the cyclotron vault, namely 160 Bq/kg. At this location the neutrons create activated waste up to a depth of between 15 and 20 cm when applying a strict clearance level of 100 Bq/kg..



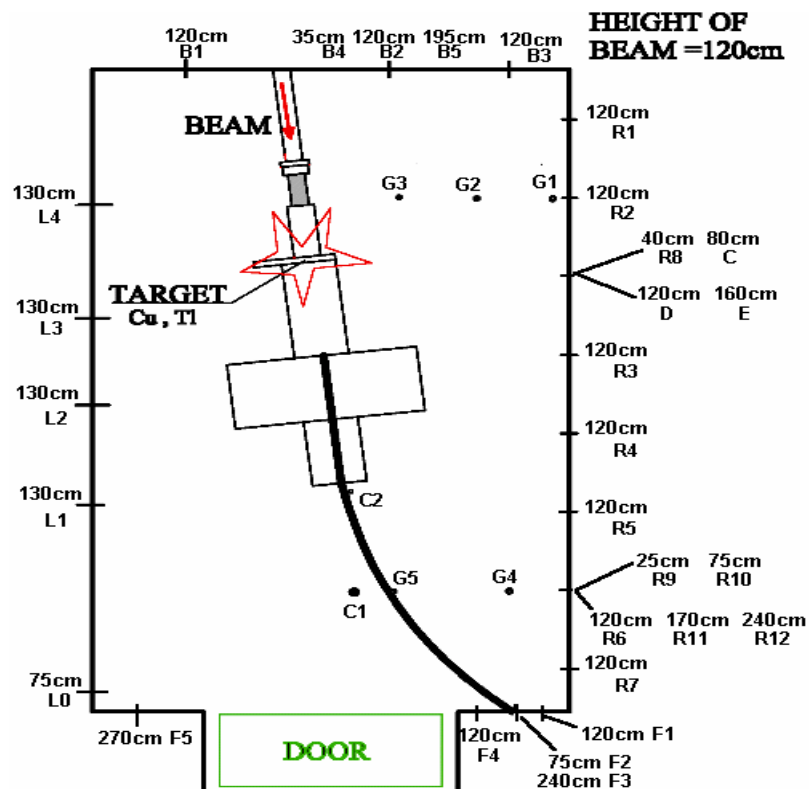
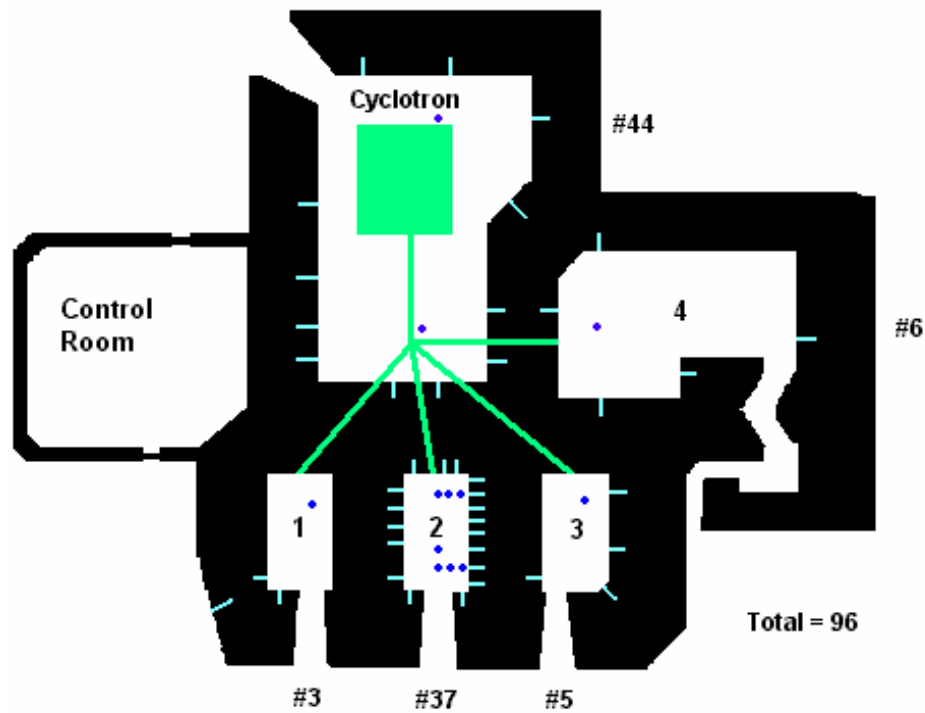
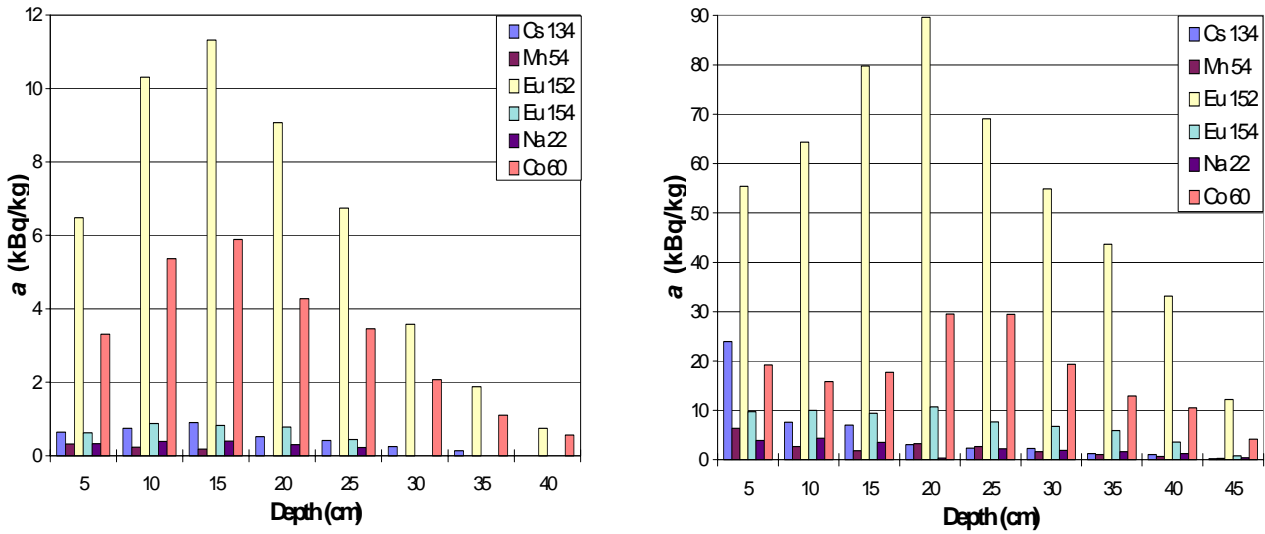


Fig 1a: View of the bunker complex at the VUB cyclotron with indication of drilling locations.

Fig 1b: Detail of irradiation room 2 with height and locations of drillings.

A second important factor, in addition to the distance, is the shielding of the neutrons by the machine itself.

Generally the IRMM-concrete shielding is significantly higher activated than the VUB-concrete, due to the beam load history and higher neutron production during irradiation. The in-depth activity distribution in the concrete of the VUB-Cyclotron and the IRMM linac is comparable. In most cases, the activation is maximal at depths between 10-20 cm. Beyond this maximum, the activity distribution shows a nearly exponential decrease, as also published by other authors.



**Figure 3.** Most activated concrete samples measured at a) the VUB-irradiation room 2 shielding (total beam load = 1425 C) and at b) the IRMM-linac target room (total beam load = 8950 C).

## 8. The activation of metallic parts.

At all three facilities, an estimation was made of the activated metal parts to be taken into account if decommissioning should be undertaken. The amounts in the different rooms were grouped according to their metal nature and their activation level. To apply different decommissioning scenarios (see section 9.1), four activation levels have been considered:

- 0 - 0.4 kBq/kg : materials which can be considered for free release under UK conditions
- 0.4 - 1 kBq/kg : materials which can be considered for free release under EC conditions
- 1 - 200 kBq/kg : materials to be considered for melting-recycling (German conditions)
- + 200 kBq/kg : materials which have to be considered for nuclear disposal

In the table the long lived radionuclides identified in the metallic samples of the three facilities and their most probable production reactions are represented. As all samples were taken from parts not directly hit by the charged particle beam, secondary neutrons activated them.

Besides the neutron interactions listed in the table, charged particle reactions on the inner accelerator parts occur. In the cyclotron case, for example  $^{nat}\text{Cu}(p, xnyp)^*\text{Zn}$ ,  $^*\text{Cu}$  reactions leading to different stable and unstable Zn or Cu nuclides are responsible for extremely high specific activities on dee's, deflector and Faraday cups.

The table shows an estimation of the total amount of materials present in the four irradiation rooms and the accelerator room, including the accelerator machine itself. The measurements of the VUB cyclotron infrastructure parts show considerable amounts of  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$  and  $^{54}\text{Mn}$ . As in the case of the concrete activation, activated infrastructure materials are only present in the accelerator room and irradiation room 2. In the three other irradiation rooms (1, 3 and 4) no activity above 100 Bq/kg has been measured.

Radionuclide	Possible Reaction	Cross-section	Half life	Abundance (%)
$^{134}\text{Cs}$	$^{133}\text{Cs} (n,\gamma) ^{134}\text{Cs}$	29 barn	2.06 year	100
$^{60}\text{Co}$	$^{59}\text{Co} (n,\gamma) ^{60}\text{Co}$	37 barn	5.3 year	100
$^{60}\text{Co}$	$^{60}\text{Ni} (n,p) ^{60}\text{Co}$		5.3 year	26
$^{59}\text{Fe}$	$^{58}\text{Fe} (n,\gamma) ^{59}\text{Fe}$	1.15 barn	44 days	0.3
$^{65}\text{Zn}$	$^{64}\text{Zn} (n,\gamma) ^{65}\text{Zn}$	0.78 barn	244 days	49
$^{54}\text{Mn}$	$^{55}\text{Mn} (n,2n) ^{54}\text{Mn}$	910 mbarn at $E_n = 18\text{MeV}$	312 days	100
$^{54}\text{Mn}$	$^{54}\text{Fe} (n,p) ^{54}\text{Mn}$	590 mbarn at $E_n = 10\text{MeV}$	312 days	6
$^{108}\text{Ag}$	$^{107}\text{Ag}(n,\gamma) ^{108}\text{Ag}, ^{108\text{m}}\text{Ag}$	36 barn	127 year	52
$^{110}\text{Ag}$	$^{109}\text{Ag}(n,\gamma) ^{110}\text{Ag}, ^{110\text{m}}\text{Ag}$	91 barn	249 days	48
$^{123}\text{Sn}$	$^{122}\text{Sn}(n,\gamma) ^{123}\text{Sn}$	0.15 barn	129days	4.6
$^{125}\text{Sn}$	$^{124}\text{Sn}(n,\gamma) ^{125}\text{Sn}$	0.13 barn	9 days	5.6
$^{22}\text{Na}$	$^{23}\text{Na} (n,2n) ^{22}\text{Na}$	17 mbarn at $E_n = 15\text{MeV}$	2.6 year	100
$^{22}\text{Na}$	$^{27}\text{Al} (n,2p4n) ^{22}\text{Na}$	10 mbarn at $E_n = 25\text{MeV}$	2.6 year	100
$^{124}\text{Sb}$	$^{123}\text{Sb} (n,g) ^{124}\text{Sb}$	4 barn	60.3 days	43
$^{181}\text{W}$	$^{180}\text{W} (n,g) ^{181}\text{W}$	4 barn	121 days	.13

Material	$\Sigma$ Irradiation Rooms (kg)	Accelerator Room (kg)	Accelerator Machine (kg)	Total (kg)
Steel	1120	2800	-	3920
Low Co steel	-	4800	70000	74800
Stainless steel	200	3100	-	3300
Galvanised steel	20	160	-	180
Aluminium	480	350	1000	1330
Copper	40	1300	7500	8840
Brass	40	10	-	50
Lead	20	850	-	870

To estimate the quantity of activated material in each activation category, various samples of the different kinds of metal have been taken at locations with a suspected high activation (i.e. close to a source) and locations with a suspected low activation (i.e. at large distances to the source). An exact quantification of all activated materials can only be performed when actual decommissioning is undertaken by measuring the dismantled parts.

Material	$\Sigma$ activated (kg)	$^{60}\text{Co}$ (kg)				$^{65}\text{Zn}$ (kg)				$^{54}\text{Mn}$ (kg)			
		I	II	III	IV	I	II	III	IV	I	II	III	IV
Steel	280			280				280				260	20
Stainless steel	50			30	20			50				50	
Galvanised steel	5			5				5				5	
Aluminium	70	70				50	10	10		70			
Copper	10			10				10				10	
Brass	5			5				5				5	

Activated materials in irradiation room 2 of the VUB cyclotron.

The attention is drawn to the fact that the yokes of the main magnets and switching magnets, made of low Co-steel (Co is only present as a possible impurity), are only slightly activated.

Other highly activated inner machine parts are the deflector and its supporting mechanical structures (approximately 5kg Cu and SS), and the accelerating Dee structures (approximately 30 kg Cu). Both structures have to be placed in category IV and have to be removed as soon as possible after final shutdown, nevertheless allowing for decay of short lived nuclides.

All lead (855 kg) present in the accelerator room and room 2 can be placed in category III.

## 9. Cost evaluation

A decommissioning evaluation tool developed by ONDRAF/NIRAS with company owned software able to perform decommissioning evaluations for any particular nuclear installation was used. Obtaining final assessments of costs requires definition of scenarios and assumptions on parameters influencing waste volumes and management costs .

### 9.1 Definitions of scenarios for the decommissioning analysis

Three different European countries with their respective regulations, waste management strategies and labour costs were selected for the scenarios. The evaluations were performed for each type of accelerator, assuming that they are located respectively in Germany, Great Britain and in France, as these countries have the largest decommissioning programmes in the European Union, and have more or less well-defined strategies and regulations.

An additional evaluation of the prompt dismantling for the VUB cyclotron was performed under German, British and French conditions respecting the clearance criteria for metals recommended by the EURATOM art.31 Committee.

Finally, a deferred dismantling scenario was analysed for each of the three accelerators under conditions in force in Great Britain, clearance criteria included. The British conditions were selected as the clearance levels are situated halfway between those in force in Germany and those recommended by the EURATOM Art. 31 Committee.

### 9.2 Assumptions on radioactive material inventories

The inventory of the activity distribution across the masses of the accelerators and their shielding structures is based on the results of the samplings. In fact, a three-dimensional activity chart was drawn based upon the radiological measurements

The supplied data were reduced to an adequate format so as to extract, almost automatically, the quantities of concrete and equipment to be removed to respect the clearance criteria of the activated structures. These results were then used to evaluate the decommissioning.

### 9.3 Assumptions for clearance criteria and levels (see table)

in kBq/kg	Germany	Great Britain	France
Clearance $\gamma/\beta$ -activity	0.1	0.4 *)	no clearance; managed as VLLW
clearance for melting in the conventional industry	1	-	

\*)limits given by the Radioactive Substances Exemption order issued in 1996.

### 9.4 Assumptions on techniques, Assumptions on labour costs, waste management costs

**9.5 Deferred dismantling:** for the most activated areas of each of the accelerators, the evolution of radioactivity was calculated until the clearance levels in force in Great Britain were reached.

The calculated periods are:	- VUB-accelerator:	70 years
	- IRMM GELINA-accelerator:	105 years
	- CEA-SATURNE-accelerator:	75 years

A small amount of mechanical devices around the targets may not decay below the clearance levels within a reasonable period and are dismantled immediately after shutdown, which reduces furthermore the radiological exposure to the maintenance people during the safe store period.

### 9.6 Radioactive waste balance

Amounts of radioactive waste generated during a future decommissioning of the three accelerators for each of the analysed scenarios are given in the table . It can be observed that:

- the French scenario provides the highest amount of waste due to the consideration that all material within the "contaminating" area remains radioactive (very low level) waste;
- the IRMM accelerator provides the highest masses of waste, followed by the VUB accelerator, due to the geometry of the accelerators and to the level of activation ;higher clearance levels in GB allow reduction of the radioactive waste amounts;
- the deferred scenario limits the radioactive waste masses to the higher activated structures around the targets which are considered to be dismantled immediately;
- the EC-recommended clearance levels considerably reduce the amounts of radioactive waste.

### 9.7 Decommissioning costs

The global costs for the decommissioning of the accelerators are given in k€in the table.

For some public installations, cost savings may be possible using own personnel at lower unit prices or for which the costs are covered by overall budgets within the institute.

### 9.8 Conclusions

- the British scenario seems to be the most cost-effective one, not only due to the higher clearance levels, but also mostly due to lower labour and waste management costs;
- the French scenario provides much lower costs compared to the German one owing to the fact that the costs for very low-level waste management are assumed to be very low (1/10 of the costs for low-level waste in France and about 1/25 of those costs in Germany).
- costs for deferred dismantling are lower than those for immediate dismantling. Nevertheless, this scenario needs to be handled carefully because the costs for long-term safe store depend greatly on the context within which the installation needs to be maintained.
- Furthermore, the implementation of the EC-recommended clearance levels together with the exemption levels for concrete competes with the deferred scenario from the point of view of decommissioning costs, if authorised by national authorities;
- the use of these maximum clearance levels would considerably reduce the costs for decommissioning accelerators due to the very low level of activity in the structures

Finally, it need to be highlighted that the decommissioning costs for accelerators amount to about 50 to 100% of the today's investment costs for such accelerators. The operators of accelerators have probably undervalued this fact. More attention for building up financial provisions for later decommissioning seems to be necessary, even if technological development reduces beam losses in new facilities reducing activation in the surrounding biological shielding.

## 10. Conclusions for decommissioning of accelerators

- The chosen experimental method, core drilling and  $\gamma$ -spectrometric measurement of samples, allows a good characterisation of the nuclides present in the shielding.
- A low detection limit of around 50 Bq/kg is achieved for 1 hour of measurement, which is well below the strict clearance level of 100 Bq/kg, used in Germany.

- Samples can be measured as well from blocks as from powder, while iron reinforcement rods should be measured separately.
  - The activation essentially occurs through (n, $\gamma$ )-capture of near thermal neutrons on impurities in the concrete (1 ppm <sup>nat</sup>Eu, 3 ppm <sup>59</sup>Co).
  - The highest specific activation is found at locations closest to targets: up to 90 kBq/kg for <sup>152</sup>Eu and 30 kBq/kg for <sup>60</sup>Co in normal concrete.
  - The specific activation reaches 300 kBq/kg in reinforcement rods.
  - <sup>22</sup>Na (T<sub>1/2</sub>= 2.5y) can be produced by fast neutrons, if large amounts of Na or Al are present.
  - High concentrations of Ba or Fe (up to 50% weight) are very unfortunate adjunctions.
  - The type of activation of metal infrastructures and machine parts is essentially the same: activation by slow neutron occurs on certain components of the metals.
  - Lead blocks used for local shielding become highly activated and can contribute significantly to exposure of maintenance personnel.
  - The main bulky machine parts (magnet yokes) are not very activated due to the low Co content of the steel used for the magnets.
  - Some internal machine parts (targets and -holders, beam dumps, collimators) are directly activated by charged particles. They become so active that immediate removal to a central treatment centre for radioactive waste has to be preferred after cooling for short-lived nuclides.
  - The specific activation in a large part of each installation is above existing or proposed clearance levels for the different countries, yielding large volumes of waste from shielding.
  - Decay cooling times of 50 to 100 years are needed to decrease activity below clearance levels.
  - Certain accelerator rooms or parts of rooms are not or only slightly activated or below clearance levels and could be disposed off as industrial non-radioactive waste if basic criteria for radiation protection and waste management are met.
  - The maximum specific activity is always observed at shallow depth (10-20 cm). The important thermal flux at these locations is not yet well understood.
  - An exponential decrease is observed at greater depths in concrete and reinforcement rods.
  - Reliable, sufficient and careful sampling is necessary in all walls, floor and ceiling to identify the depth of activated sections and to allow segregation of final dismantling waste.
  - Measurements should extend to at least 70 cm depth in zones where important activation is expected, as detected by surface counting, to allow reliable extrapolation.
  - In highly activated zones steep gradients can exist depending on dimensions of rooms and variation of distances to target; a sampling every 2 m<sup>2</sup> is necessary. In other zones less samples are needed; on the average 1 core sampling for every 3 m<sup>2</sup> is sufficient. This will still result in a large number of drillings and  $\gamma$ -assays for each facility.
  - In real decommissioning circumstances low exposure levels are expected from shielding and infrastructure, once the machine parts activated at values above 1 MBq/kg, have been removed.
- A rule of thumb for estimating the magnitude of the waste problem referring to beam load can be derived from computation and comparison with experimental results. If a specific activity level for clearance of 1 kBq/kg is assumed, a beam load on a Cu- target, lower than 5 Coulomb should be of minor concern for all concrete at distances greater than 1m from the target for a 30 MeV proton beam. A scaling with distance and angle with respect to beam direction and particle energy will allow evaluation at every point of the shielding. No activation occurs for proton beams lower than 8 MeV and electron beams lower than 10 MeV..

	SCENARIO	WASTE	ACCELERATOR		
			VUB	IRMM	SATURNE
I m m e d	German scenario	LLW concrete	686	1468	612
		LLW metals )	5	27	1.3
i a t	French scenario	LLW	14	28	1.3
		VLLW	2105	3130	1180
e	British scenario	LLW	648	850	342
	<b>British scenario DEFERRED</b>	<b>LLW</b>	<b>0.005</b>	<b>6</b>	<b>1.3</b>
I m m e d	German criteria, EC- recommended clearance levels	LLW concrete	74	X	X
		LLW metals )	5	X	X
i a t	French criteria, EC- recommended clearance levels	LLW	13	X	X
		VLLW	78	X	X
e	British criteria, EC- recommended clearance levels	LLW	91	X	X

\*) In the German scenario, radioactive metal is assumed to be molten and recycled in the Siempelkamp facility, which reduces the amount of LLW.

**Table .** Waste volumes for the different scenarios (in tons)

	SCENARIO	ACCELERATOR		
		VUB	IRMM	SATURNE
I m m e d i a t e	German scenario	7700	16010	6870
	French scenario	4340	6320	1445
	British scenario	3550	4540	1820
D e f e r r e d	British scenario	980	1340	875
I m m e d i a t e	German criteria, EC-recommended clearance levels	1545	X	X
	French criteria, EC-recommended clearance levels	810	X	X
	British criteria, EC-recommended clearance levels	830	X	X

**Table :** Total decommissioning costs for each of the scenarios (in k€)

	SCENARIO	ACCELERATOR		
		VUB	IRMM	SATURNE
I m m e d i a t e	German scenario	5700	12320	5060
	French scenario	1120	1700	600
	British scenario	2070	2720	1100
D e f e r r e d	British scenario	0.02	20	5
I m m e d i a t e	German criteria, EC-recommended clearance levels	650	X	X
	French criteria, EC-recommended clearance levels	110	X	X
	British criteria, EC-recommended clearance levels	290	X	X

**Table :** Costs for waste treatment only (in k€)



## **PART II : Decommissioning of linear accelerators for medical use.**

Although the activation of and around linear accelerators used for radiotherapy is generally considered very low, the total amount of radioactive waste can be considerable due to the important number of accelerators concerned. This class represents the largest group of accelerators of the EU accelerator park (estimation of the manufactures: >1000, market at present: 300 new accelerators or replacements each year in Europe). Therefore it is interesting to investigate the decommissioning problem of this class of accelerators.

The general tendency nowadays in radiotherapy is to use lower energy than a couple of years ago. Modern machines will typically be limited to 18 MeV electrons.

Furthermore, international regulations implemented about ten years ago set limits to the neutron leakage allowed from medical linear accelerator heads. This also implies that neutron activation of the concrete by (n, $\gamma$ ) reactions is unlikely.

### **1. Measurements and analysis at 2 medical linacs**

In a first attempt to evaluate the activation of machine parts, samples have been taken in 1999 from an already dismantled 23 MeV accelerator (date of construction: 1978) which is owned by the Université Catholique de Louvain (UCL). A radiation protection officer of the UCL performed a first separation of activated parts using of a hand-held monitor. As expected, activation of the machine is limited to some pieces of the accelerator head. These bulky parts were analysed by  $\gamma$ -spectrometry in unfavourable geometric conditions at the UCL metrology laboratory. Afterwards the activated pieces were disassembled and cut into smaller samples of homogeneous metallic composition to perform a quantitative spectrometric analysis at the VUB.

The highest specific activation is present in the target (up to 26 MBq/kg  $^{181}\text{W}$ ), which typically consists of tungsten with 2% added nickel. A medium term waste problem is only created due to  $^{60}\text{Co}$  activation of the target (up to 70 kBq/kg). When applying the IAEA TECDOC-855 clearance levels (0.3 kBq/kg for  $^{60}\text{Co}$ ), this material can be released after approximately 42 years. The high activity of  $^{181}\text{W}$  the target can already be released after 5½ years due to the short half life time of  $^{181}\text{W}$  (by applying the same clearance level as for  $^{60}\text{Co}$ ).

As second test case a Philips SL-75-20 medical linear accelerator was dismantled at A.Z. VUB in Brussels in March 1999. It has been used from 1984 on for both photon and electron therapy. Approximately 97 % of the total beam load was photon therapy and some 3 % for electrons.

In this classical linac an electron gun and optics formed the beam. It was bent by 90° in the head at the end of the accelerator tube by a water-cooled electromagnet and it was directed onto a conversion target made of tantalum. The slowing down electrons emitted bremsstrahlung photons in the conversion target. In the case of electron therapy, the electron beam was extracted from the accelerator through a window foil at the end of the vacuum drift tube. The treatment head contained a lead shielding around the source spot and the bending magnet. The primary collimator collimated photons and electrons created in the target. Adjustable jaws of the secondary collimator and a beam applicator were used to shape the profile of the rectangular field. Flattening filters were also available in the filter turret for the two different photon energies. Two scattering foils were used for flattening the electron field. The secondary collimator had a rotating system to rotate the rectangular and flattened field.

The gantry with the treatment head could be rotated around the patient. The patient could be moved by the couch translation and rotation systems.

### **2. Experimental details of the activity measurements**

Preliminary measurements of the head in the irradiation room showed that parts of the head were strongly activated. The Radiation Protection Office of the VUB hence decided that all parts of the dismantled accelerator should be assessed on activity before they could be free released.

Special attention was paid to find the most suitable measuring site with a natural radiation background as low as possible to avoid the release of radioactive parts. At the selected measuring site the walls and the floors were made of concrete of low  $^{40}\text{K}$  content. The radioactivity of the dismantled components was checked there first using a scintillation counter with a 2"x2" NaI(Tl) crystal (ESM Eberline FH40G-L instrument with FHZ 502 P probe) and a GM counter. The radioactive pieces were separated and labelled (see Annex 1, adopted clearance level :  $3 \sigma$  above Background, integral measurement). Apart from a few parts originating in the accelerator structure and patient coach essentially the target - bending magnet assembly, primary collimator unit and secondary collimator block were identified as activated and were subsequently disassembled. In total 102 separate activated elements were identified and labelled. Radionuclide identification and quantification in the activated components was performed by gamma spectrometry. A correction was made for the absorption losses in voluminous metal parts where attenuation of the gamma photons was significant.

### 3.Results and discussion of activity measurements of the components

#### *Counting rates at dismantling*

Background measurements resulted in a clearance level of 230 cps measured in contact with the part to be assessed with the sensitive Eberline system.

The maximum contact counting rates measured at moment of labelling of the components of the Philips SL-75-20 medical linear accelerator showing activation above the clearance level at the date of dismantling were indicated on the label

#### *Activity/mass ratios - Clearance criteria.*

The radionuclide specific measured or derived activity/mass ratios for all parts found to be activated are indicated on the label. Half-lives of the identified radioisotopes and the most probable nuclear activation processes leading to their formation are also listed.

Cooling time needed to decay below clearance criteria are indicated.

The two free release criteria used here are :

**Criterion I : maximal specific activity should be lower than  $10^2\text{Bq/kg}$  (Germany)**

**Criterion II : maximal specific activity should be lower than  $3 \cdot 10^2\text{Bq/kg}$  (EC-Article 31)**

**Since KB of 2001 in Belgium the clearance levels are in the order of  $10^2 - 3 \cdot 10^2\text{Bq/kg}$ .**

No. 5		TV screen	
Isotope	$T_{1/2}$	Activity/mass (at 12 March 1999 12:00) (Bq/kg)	Activation processes
$^{122}\text{Sb}$	2.7 d	No quantitative measurement was done	$^{123}\text{Sb}(n,\gamma)^{122}\text{Sb}$ $^{123}\text{Sb}(n,2n)^{122}\text{Sb}$
$^{124}\text{Sb}$	60.2 d	No quantitative measurement was done	$^{123}\text{Sb}(n,\gamma)^{124}\text{Sb}$
		Mass (kg):	20
		Maximum count rate (cps):	240
		Labelling date:	11 March, 1999
		Released on:	28 March, 1999
		Maximum count rate at date of release (cps):	170

#### *Special problem : Detection of $^{181}\text{W}$*

Large amounts of  $^{181}\text{W}$  ( $T_{1/2} = 121.2$  d,  $E_\gamma = 136.17$  keV and  $152.14$  keV) were found in the samples containing parts of the target, scatter foils and flattening filters, collimators and jaws.

$^{181}\text{W}$  is the product of the  $^{180}\text{W}(n,\gamma)^{181}\text{W}$  and  $^{182}\text{W}(\gamma,n)^{181}\text{W}$  nuclear reactions. It is rather difficult to identify and to measure  $^{181}\text{W}$  activity because the  $E_\gamma = 136.17$  keV gamma line of  $^{181}\text{W}$  interferes with a line at the same energy of  $^{57}\text{Co}$ . The  $E_\gamma = 152.14$  keV gamma line and the 56.9075 keV X-ray line of  $^{181}\text{W}$  interferes with the line at the same energies of  $^{182}\text{Ta}$ . These two isotopes were often present together with  $^{181}\text{W}$ . The high attenuation of low energy gamma photons in heavy alloys of tungsten additionally makes very difficult the absorption corrections.

#### 4. Discussion of some special samples

##### *Target block (No. 70/C) and drift tube (No. 70/C): the role of $^{108m}\text{Ag}$*

Significant amounts of  $^{108m}\text{Ag}$  ( $T_{1/2} = 127$  y) were found in the target holder block and in the part of the drift tube. The soldering alloy used during the production of the target holder block and the drift tube contains some silver that was activated thermalised photo-neutrons explaining the significant amount of this very long-lived radioisotope. It makes necessary long term (~ 1000 year) storage of these two components as nuclear waste.

No. 70/C		Target holder block	
Isotope	$T_{1/2}$	Activity/mass (at 12 March 1999 12:00) (Bq/kg)	Activation processes
$^{51}\text{Cr}$	27.704 d	$2 \cdot 10^5 \pm 30 \%$	$^{50}\text{Cr}(n,\gamma)^{51}\text{Cr}$ $^{52}\text{Cr}(n,2n)^{51}\text{Cr}$
$^{54}\text{Mn}$	312.2 d	$7.5 \cdot 10^3 \pm 30 \%$	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ $^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$
$^{57}\text{Co}$	271.77 d	$3.0 \cdot 10^5 \pm 50 \%$	$^{58}\text{Ni}(\gamma,p)^{57}\text{Co}$ $^{60}\text{Ni}(\gamma,p2n)^{57}\text{Co}$ $^{59}\text{Co}(\gamma,2n)^{57}\text{Co}$
$^{58}\text{Co}$	70.916 d	$1.3 \cdot 10^5 \pm 30 \%$	$^{59}\text{Co}(\gamma,n)^{58}\text{Co}$ $^{59}\text{Co}(n,2n)^{58}\text{Co}$ $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$
$^{60}\text{Co}$	5.271 y	$3.6 \cdot 10^4 \pm 30 \%$	$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ $^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$
$^{65}\text{Zn}$	244.1 d	$4.8 \cdot 10^5 \pm 30 \%$	$^{65}\text{Cu}(p,n)^{65}\text{Zn}$ $^{64}\text{Zn}(n,\gamma)^{65}\text{Zn}$ $^{66}\text{Zn}(n,2n)^{65}\text{Zn}$
$^{74}\text{As}$	17.78 d	$4.9 \cdot 10^4 \pm 35 \%$	$^{75}\text{As}(\gamma,n)^{74}\text{As}$
$^{105}\text{Ag}$	41.29 d	$4.3 \cdot 10^4 \pm 50 \%$	$^{107}\text{Ag}(\gamma,2n)^{105}\text{Ag}$ $^{106}\text{Cd}(\gamma,p)^{105}\text{Ag}$
$^{106m}\text{Ag}$	8.46 d	$7.8 \cdot 10^4 \pm 55 \%$	$^{107}\text{Ag}(\gamma,n)^{106m}\text{Ag}$ $^{106}\text{Cd}(n,p)^{106m}\text{Ag}$
$^{108m}\text{Ag}$	127 y	$7.7 \cdot 10^3 \pm 40 \%$	$^{109}\text{Ag}(\gamma,n)^{108m}\text{Ag}$ $^{108}\text{Cd}(n,p)^{108m}\text{Ag}$
$^{110m}\text{Ag}$	249.76 d	$1.5 \cdot 10^4 \pm 40 \%$	$^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110m}\text{Ag}$
$^{182}\text{Ta}$	115 d	$5.4 \cdot 10^4 \pm 45 \%$	$^{182}\text{W}(\gamma,p)^{182}\text{Ta}$ $^{183}\text{W}(\gamma,pn)^{182}\text{Ta}$ $^{184}\text{W}(\gamma,p2n)^{182}\text{Ta}$ $^{181}\text{Ta}(n,\gamma)^{182}\text{Ta}$
$^{181}\text{W}$	121.2 d	$1.5 \cdot 10^7 \pm 70 \%$	$^{180}\text{W}(n,\gamma)^{181}\text{W}$ $^{182}\text{W}(\gamma,n)^{181}\text{W}$
		Mass (kg):	0.24
		Maximum count rate (cps):	80000 (before cutting into pieces the unit No. 70)
		Labelling date:	18 March 1999
		Based on Criterion I, it cannot be released before:	<b>year 3000 !</b>
		Based on Criterion II, it cannot be released before:	<b>year 2500 !</b>

**Primary collimator (No. 94):** Because of the above mentioned quantification difficulties for  $^{181}\text{W}$  and  $^{182}\text{Ta}$ , the voluminous and heavy (> 100 kg) primary collimator should be handled as nuclear waste. It is desirable to perform an in situ gamma spectrometric measurement of the unit.

**First electron scattering foil (No. 91) and its holder block (No. 91/B)**

These are the two components in the closest vicinity of the target. The specific radioactivity of the first electron scattering foil and its holder block is comparable to that of the target block. They should be handled in the same way as the target block and the drift tube. The storage time can be much shorter than for the target block because of the lack of long lived  $^{108\text{m}}\text{Ag}$ .

No. 91/B		First scatter foil	
Isotope	$T_{1/2}$	Activity/mass (at 12 March 1999 12:00) (Bq/kg)	Activation processes
$^{57}\text{Co}$	271.77 d	$1.2 \cdot 10^5 \pm 40 \%$	$^{58}\text{Ni}(\gamma, p)^{57}\text{Co}$ $^{60}\text{Ni}(\gamma, p2n)^{57}\text{Co}$ $^{59}\text{Co}(\gamma, 2n)^{57}\text{Co}$
$^{182}\text{Ta}$	115 d	$1.0 \cdot 10^8 \pm 45 \%$	$^{183}\text{W}(\gamma, p)^{182}\text{Ta}$ $^{184}\text{W}(\gamma, pn)^{182}\text{Ta}$ $^{181}\text{Ta}(n, \gamma)^{182}\text{Ta}$
$^{181}\text{W}$	121.2 d	$1.6 \cdot 10^8 \pm 70 \%$	$^{180}\text{W}(n, \gamma)^{181}\text{W}$ $^{182}\text{W}(\gamma, n)^{181}\text{W}$
		Mass (kg):	$3.35 \cdot 10^{-4}$
		Maximum count rate (cps):	93000 (with unit No. 90)
		Labelling date:	21 March 1999
		Based on Criterion I, it cannot be released before:	2007
		Based on Criterion II, it cannot be released before:	Mid 2005

**Ball-bearings and components made of stainless steel**

Surprisingly high activity/mass ratios were obtained for the  $^{57}\text{Co}$  and  $^{58}\text{Co}$  radioisotopes in samples Nos. 88, 90, 91, 96 and 97. These isotopes were produced mainly via the  $^{58}\text{Ni}(\gamma, p)^{57}\text{Co}$  and  $^{59}\text{Co}(\gamma, n)^{58}\text{Co}$  photo-neutron reactions and the  $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$  neutron induced reactions. The yield of these photo-nuclear reactions are determined mainly by the high flux of photons and not by the cross sections. In the case of the  $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$  reaction, the cross section is the dominating factor and not the neutron flux. The excitation function of this reaction reaches a maximum of some 600 mb at around 10 MeV. The contributions of the  $^{60}\text{Ni}(\gamma, p2n)^{57}\text{Co}$ ,  $^{59}\text{Co}(\gamma, p2n)^{57}\text{Co}$  and  $^{59}\text{Co}(n, 2n)^{58}\text{Co}$  reactions are minor because of their high threshold energy. We conclude that even small concentrations of nickel can result in high specific activity. Therefore, components with nickel content need special attention during the releasing procedure.

**Shielding blocks in Pb- alloy of collimator assembly.**

All Pb shielding blocks in the head show activity/mass ratios of the order of  $10^4$  Bq/kg for the 60 days half live  $^{124}\text{Sb}$ . As sample 9 shows, also Pb parts far away from the target are activated and show presence of the same radionuclide. This nuclide is formed by the (n,  $\gamma$ ) reaction with a cross section of several barns on the  $^{123}\text{Sb}$  having a natural abundance of 43%. The rather short half life of the activation product allows on site storage for decay for a reasonable period (1 to 2 years). The short lived  $^{122}\text{Sb}$  is also formed but was already decayed at the moment of measurement. A cooling period of a couple of weeks after last irradiation is hence indicated to minimise exposure of personnel when dismantling these heavy shielding components. Lowering the Sb content of the Pb (typically 4-6%) would also limit this specific form of activated waste.

### RF isolator

The RF isolator (No 37) scatters and dissipates the electromagnetic waves reflected back from the wave-guide towards the magnetron. The unit contains beryllium powder and permanent magnets made of an alloy of high cobalt content. Because of the large amount of cobalt, the  $^{60}\text{Co}$  radioactivity of this component induced by the  $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$  nuclear reaction was rather high, although it was not in the vicinity of the conversion the conversion target.

Special attention had to be paid to this piece. It is not only nuclear waste but, because of the beryllium powder, it is dangerous chemical waste, too.

We emphasise, that a *scintillation counter could not be used* for measuring the radioactivity of the RF isolator. The electrons in the photo-multiplier tube are deflected by the magnetic field of the permanent magnets and the counting rate can even decrease to zero in the vicinity of the unit.

No. 9		Lead plate from the counterweight	
Isotope	$T_{1/2}$	Activity/mass (at 12 March 1999 12:00) (Bq/kg)	Activation processes
$^{124}\text{Sb}$	60.2 d	$2.7 \cdot 10^2 \pm 50 \%$	$^{123}\text{Sb}(n,\gamma)^{124}\text{Sb}$
		Mass (kg):	15
		Maximum count rate (cps):	500
		Labelling date:	11 March 1999
		Based on Criterion I, it cannot be released before:	August 1999
		Based on Criterion II, it cannot be released before:	May 1999

### 7. Activation of the concrete floor

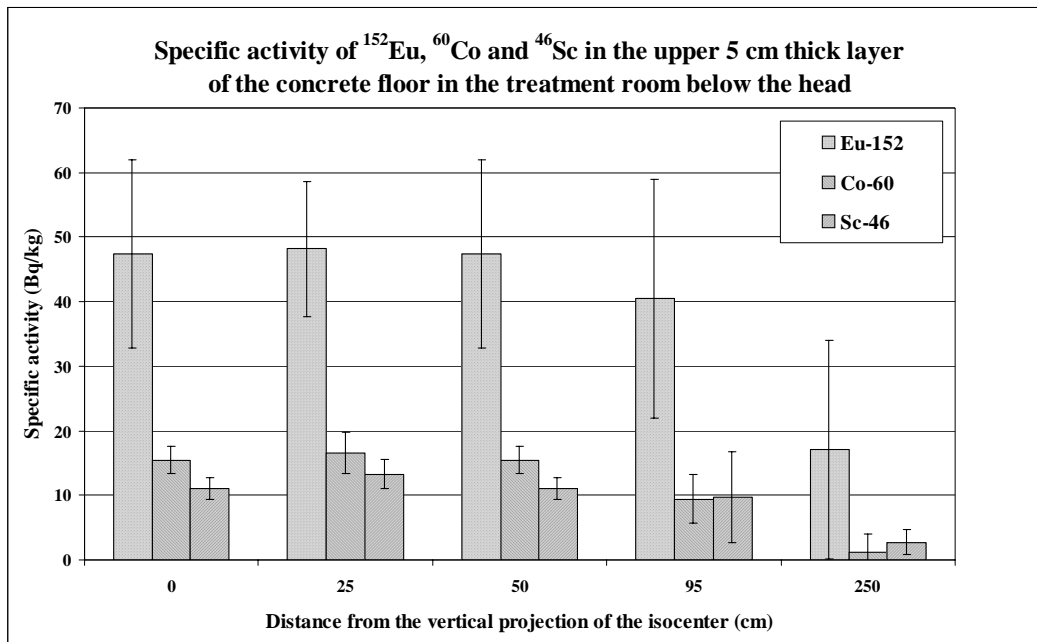
Concrete and metallic samples were taken from the rubble originating from the upper 5 cm of the concrete floor of the treatment room where the dismantled Philips SL-75-20 medical linear accelerator was in operation. The rubble was a “side product” of the need to remodel superficially the anchoring system for the new patient table.

In the concrete samples a small but significant amount of  $^{46}\text{Sc}$ ,  $^{60}\text{Co}$  and  $^{152}\text{Eu}$  was observed above the natural background. The specific activities of the concrete samples are presented in the figure as a function of the distance from the vertical projection of the isocenter to the floor.

The amounts of activity of the radioisotopes identified in the metal bolts used to fix the coach rotator unit are presented in the table. Only  $^{60}\text{Co}$  activity could represent a possible activation above clearance levels, depending on local regulations.

**Table :** Specific activities of the radioisotopes identified in the stainless steel bolts from the floor of the treatment room of the dismantled Philips SL-75-20 medical linear accelerator.

Isotope	$T_{1/2}$	Activity/mass (at 12 April 1999 12:00) (Bq/kg)	Activation processes
$^{51}\text{Cr}$	27.704 d	$11 \pm 15 \%$	$^{50}\text{Cr}(n,\gamma)^{51}\text{Cr}$ $^{52}\text{Cr}(n,2n)^{51}\text{Cr}$
$^{59}\text{Fe}$	44.5 d	$154 \pm 15 \%$	$^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$ $^{59}\text{Co}(n,p)^{59}\text{Fe}$
$^{54}\text{Mn}$	312.2 d	$27 \pm 15 \%$	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ $^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$
$^{60}\text{Co}$	5.271 y	$248 \pm 15 \%$	$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ $^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$
		Mass (kg):	0.67



These data can not be extrapolated to estimate the specific activity of deeper layers and especially not for estimating the total activity of the concrete structures. The slowing down of neutrons in the concrete layers might result in a depth profile of activation with a maximum in layers deeper than 5 cm. Additionally, the depth profile can be different at different positions. A more detailed experimental and simulation study is necessary.

The low activities measured in the concrete allow however to consider the probability of activation above the lowest clearance level as minimal, when normal averaging procedures are applied (200liter averaging, no part above ten times clearance level).

## 8. Total masses of activated waste

Application of the methodology and clearance levels described above resulted in roughly 950 kg of activated elements to be stored at the moment of dismantling.

Determination by time consuming  $\gamma$ -spectrometry of mass averaged activity and re-measuring of most pieces with the Eberline detector allowed us to make final decisions on waste management. About 100kg of low activated, rapidly decaying parts could be free released before September 1999. A large amount of Pb shielding blocks (nearly 400kg) had decayed below clearance levels after 1 year of on site storage were released in march 2000.

The remaining 450kg of material (more than 40 different parts, primary collimator and patient table gearbox casing weighing 100kg each) are activated with long lived radionuclides and are transferred to NIRAS-ONDRAF for permanent disposal as radioactive waste.

Except for a couple of parts, good correlation between clearance based on  $\gamma$ -spectrometry or measurements with handheld sensitive monitors is found

## 9. Conclusions of the study of the activation of the components of the medical linac.

- It is important to find a measuring site with a low background to minimise the risk of release of radioactive materials.

- Clearance criteria used should be in conformity with the existing legislation or prevailing good practice. Careful measuring of dismantled components and application of waste management regulation have to be applied in decommissioning medical linacs.

- Special attention has to be paid to the detection of  $^{57}\text{Co}$ ,  $^{181}\text{W}$  and  $^{182}\text{Ta}$  radioisotopes in order to detect realistic amounts of  $^{181}\text{W}$ .

- Significant amount of  $^{108\text{m}}\text{Ag}$  ( $T_{1/2} = 127$  y) can be produced in structures of the accelerator where solder material is used, making disposal as nuclear waste necessary.

- Ball bearings and components made of alloys of high nickel and cobalt content can be activated significantly. Special attention has to be paid for these units during dismantling.
- The huge masses involved and the high specific activity of the rather short lived activation products formed ( $^{122}\text{Sb}$  and  $^{124}\text{Sb}$ ) pose a not negligible radiological burden on the personnel responsible for dismantling. Intermediate on-site storage for 1-2 years of these elements can greatly reduce cost of ultimate radioactive waste management.

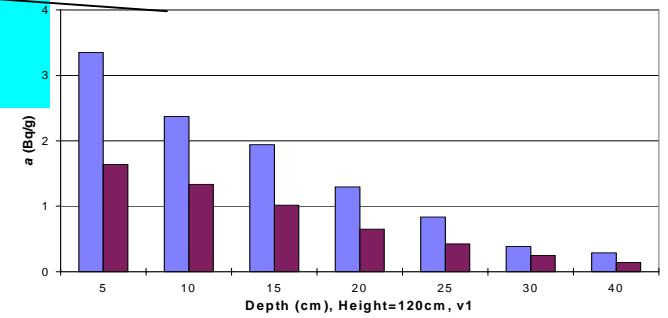
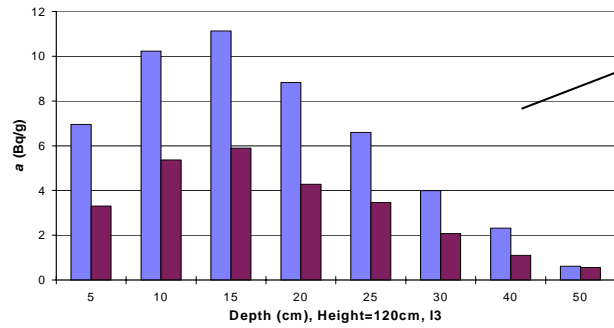
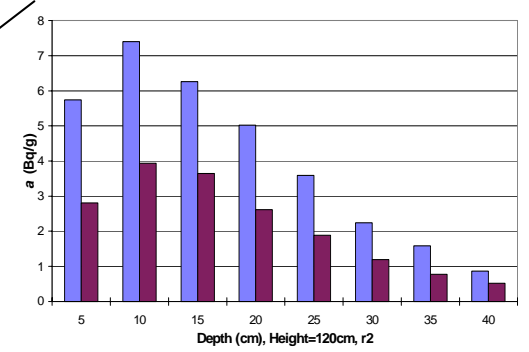
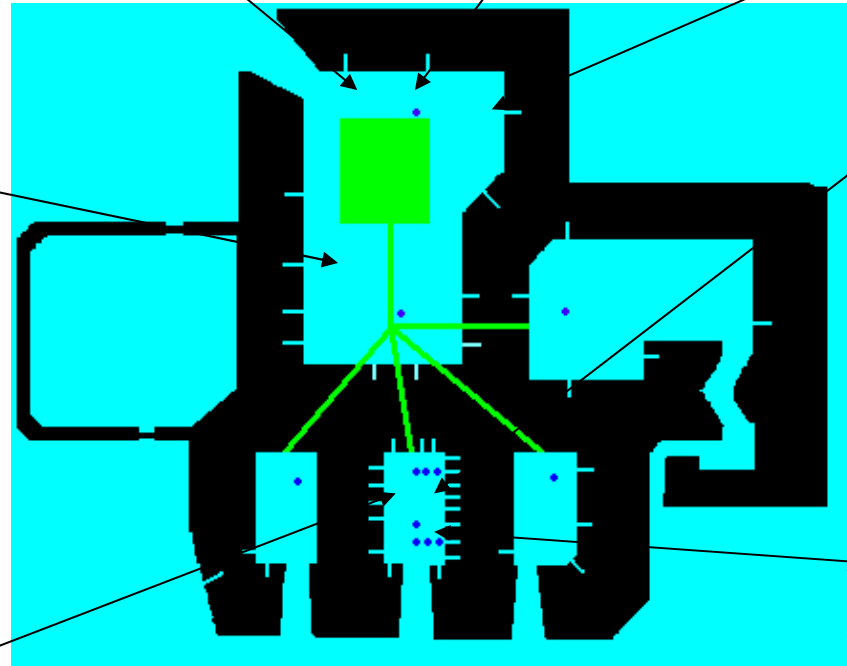
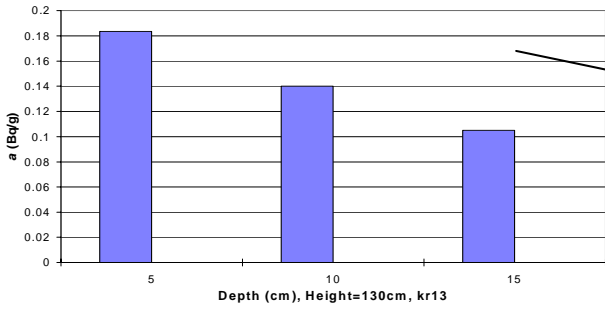
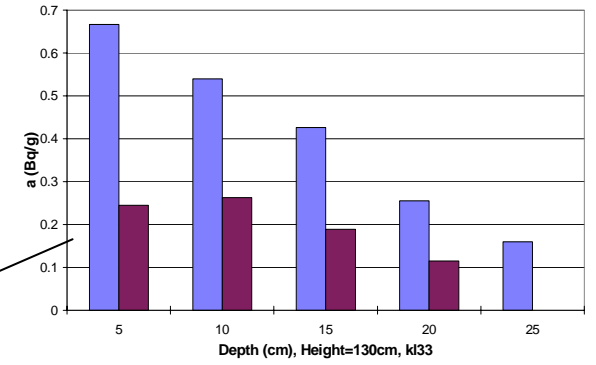
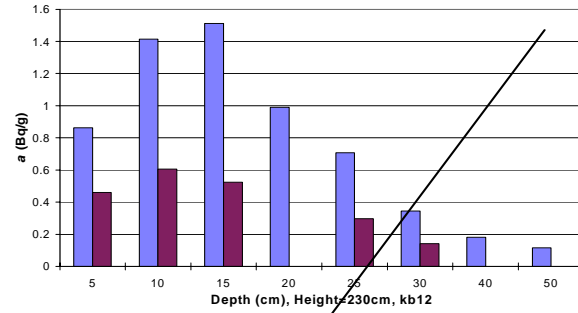
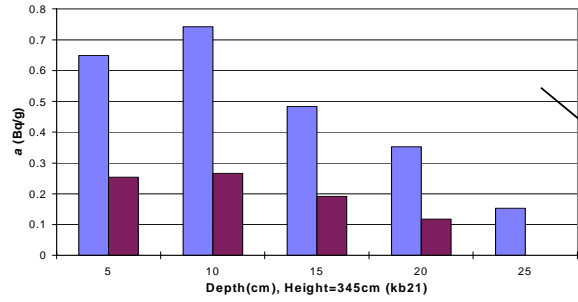
#### **- Activation of the concrete floor**

The activation of the upper 5 cm thick layer of the concrete floor can not be extrapolated to estimate the specific activity of deeper layers and especially not for estimating the total activity of the concrete structures. Evaluation of bore-hole samples is desirable. Only  $^{60}\text{Co}$  activity in stainless steel could represent a possible activation above clearance levels.

The low activities measured in the concrete allow however to consider the probability of activation above clearance level as minimal.

### **Part III : Prevention**

- Little attention was paid in existing installations to prevention of waste at decommissioning.
- The source term can be limited around the accelerator itself by using newer technology especially for cyclotrons (better control of vertical focusing and high efficiency extraction).
- The activation in collimators, target stations, beam dumps cannot be avoided.
- An optimised choice of construction materials for accelerators or infrastructures can reduce activation. Stainless steel, Co-rich steel, and the activation of Ag and Mn in the metal components by fast neutrons should be avoided.
- Increasing distance between targets and any infrastructure or wall will decrease activation levels. Optimisation of this practice is needed if reduction of waste volumes has to be achieved.
- Local shielding against neutrons (slow and fast) will reduce activation of walls and infrastructure. Neutron flux reduction of a factor of 80 will mostly be adequate to avoid any neutron activation of the walls above a practical detection. Composite structures for maximal moderation of fast neutrons (Fe, H-rich materials) and maximal capture (H-rich materials, Cd, B) with minimal local shielding volume are needed.
- If the activation of main shielding walls cannot be avoided, these walls should be conceived modular and multi-layered.
- The inner wall should be built of highly neutron absorbent material or ordinary concrete. It should have no important structural function and be assembled by easily handled blocks fitting in containers for nuclear waste. Iron reinforcement has to be avoided. The wall must be thick enough to allow total absorption of neutrons (50-70 cm).
- The outer wall is the real structural wall. It can contain normal reinforcement bars.
- Ba and Fe scrap additions to be avoided, except in local, easily removed modular shielding.





**Liste des Participants**

**Deelnemerslijst**

Absil P.	SIMETRA-Tournai	Rue du Quesnoy 19	7500 Tournai
Blommaert W.	FANC	Ravensteinstraat 36	1000 Brussel
Bovy M.	SCK-CEN	Boeretang 200	2400 Mol
Braekeveldt M.	Niras	Kunstlaan 14	1210 Brussel
Cantrel E.	SCK-CEN	Boeretang 200	2400 Mol
Cauchies S	ONDRAF	Av. des Arts 14	1210 Bruxelles
Ceuppens M.	Canberra Eurisys Benelux	Pontbeeklaan 57	1731 Zellik
Cosemans C.	NIRAS	Kunstlaan 14	1210 Brussel
Crustin J.	Belgonucleaire	Europalaan 20	2480 Geel
Deboodt P.	SCK-CEN	Boeretang 200	2400 Mol
De Ridder L.	Umicore	Watertorenstraat 33	2250 Olen
De Tiège	Tecnubel	Gravenstraat 73	2480 Dessel
Doneux J.	FAN-AFCN	Rue Ravenstein 36	1000 Bruxelles
Dresselaers R.	Belgoprocess	Gravenstraat 73	2480 Dessel
Drymael H.	AVN	Rue du Repos 11	1180 Bruxelles
Eggermont G.	SCK-CEN	Hermann-Debrouxlaan 40-42	1160 Bruxelles
Englebert B.	Electrabel	Av. de l'Industrie 1	4500 Huy
Filot C.	Provilis	Aachenerstrasse 7	4700 Eupen
Franchois H.	Kab.Binnenlandse Zaken	Koningstraat 60-62	1000 Brussel
Genicot JL.	SCK-CEN	Boeretang 200	2400 Mol
Gielen P.	Belgoprocess	Gravenstraat 73	2480 Dessel
Glibert R.	Belgonucleaire	Av. Ariane 4	1200 Bruxelles
Gouverneur J.C.	SIMETRA-SEPP	Rue Leopold 22	6000 Charleroi
Henkinbrant J.M.	Provilis	Rue du Palais 17	4800 Verviers
Hermanne A.	VUB		
Huyskens D.	Fysica Groep	Herestraat 49	3000 Leuven
Janssen R.G.C.	Stralingshygiene-RTD		Rotterdam
Janssens A.	EC	DG TREN.H4	LU-2920 Luxembourg
Janssens H.	Hogeschool Limburg	Universitaire Campus-Gebouw H	3590 Diepenbeek
Kerremans J.	Electrabel	Regentlaan 8	1000 Brussel
Kockerols P.	IRMM-JRC	Retieseweg	2440 Geel
Ladrielle T.	Controlatom	Av. du Roi 157	1190 Bruxelles
Lemmens A.	Electrabel	Bd du Régent 8	1000 Buxelles
Machtelinckx V.	Intermedicale	de Villegasstraat 182	1853 Strombeek-Bever
Majkowski I.	SCK-CEN	Boeretang 200	2400 Mol
Maudoux J	AFCN-FANC	Rue Ravenstein 36	1000 Bruxelles
Michiels P.	Belgonucleaire	Europalaan 20	2480 Dessel
Peelman J.	IKMO	Kleine Reinaertdreef 20	9830 St.Martens Latem
Poelaert M.	UCL	Chemin du cyclotron	1348 Louvain-la-Neuve
Regibeau A.	UCL	Chemin du cyclotron	1348 Louvain-la-Neuve
Renard A.	Belgonucleaire	Av. Ariane 4	1200 Bruxelles
Rombouts J.	Janssen pharmaceutica	Turnhoutseweg 30	2340 Beerse
Schreurs S.	Hogeschool Limburg	Universitaire Campus-Gebouw H	3590 Diepenbeek
Simenon R.	AVN	Walcourtstraat 148	1070 Brussel
Sonck M	AVN	Walcourtstraat 148	1070 Brussel
Steinkuhler C.	DDR Consult	Rue de la Station 15	1325 Longueville
Stievenart C.	BVSABR	Av. A. Huysmans 206/10	1050 Bruxelles
Van Cauteren J.	Controlatom	Koningslaan 157	1190 Brussel
Van Dam J.	Preventiedienst KuLeuven	De Croylaan 58	3001 Heverlee
Van Dorpe M.	Tecnubel	Gravenstraat 73	2480 Dessel
Van Malderen H.	Berthold Technologies	Vaardijk 22	1800 Vilvoorde
Vanmarcke H.	SCK-CEN	Boeretang 200	2400 Mol
Vanregemorter	AZMiddelheim	Lindendreef 1	2020 Antwerpen
Van Wouterghem F.	FANC	Ravensteinstraat 36	1000 Brussel
Verlinden S.	Preventiedienst KuLeuven	De Croylaan 58	3001 Heverlee

Vermeersch F.	SCK-CEN	Boeretang 200	2400 Mol
Vermeulen L.	Electrabel	Av. de L'Industrie 1	4500 Huy
Vreys	FANC	Ravensteinstraat 36	1000 Brussel
Walthery R.	Belgoprocess N.V.	Gravenstraat 73	2480 Geel
Wille C.	Universiteit Gent	Nieuwlandstraat 34	8400 Oostende
Wouters J.P.	Tractebel Engineering	Av. Ariane 7	1200 Bruxelles
Zeevaert T.	SCK-CEN	Boeretang 200	2400 Mol