

HABILITATION A DIRIGER DES RECHERCHES

Philippe Girones

▶ **To cite this version:**

Philippe Girones. HABILITATION A DIRIGER DES RECHERCHES. Instrumentations et Détecteurs [physics.ins-det]. Grenoble 1 UGA - Université Grenoble Alpes, 2016. tel-01525452

HAL Id: tel-01525452
https://cea.hal.science/tel-01525452

Submitted on 20 May 2017

HAL is a multi-disciplinary open access archive for the deposit and dissemination of scientific research documents, whether they are published or not. The documents may come from teaching and research institutions in France or abroad, or from public or private research centers.

L'archive ouverte pluridisciplinaire **HAL**, est destinée au dépôt et à la diffusion de documents scientifiques de niveau recherche, publiés ou non, émanant des établissements d'enseignement et de recherche français ou étrangers, des laboratoires publics ou privés.

COMMUNAUTE UNIVERSITE DE GRENOBLE ALPES

HABILITATION A DIRIGER DES RECHERCHES

Présentée par

Philippe GIRONES

Instrumentation des processus de collecte des données radiologiques pour l'Assainissement, le Démantèlement et le Déclassement (A&D²) des installations nucléaires

Soutenue publiquement le 16 décembre 2016, devant la commission d'examen

Pr. A. LYOUSSI	Président
Pr. V. CHAPURLAT	Rapporteur
Pr. A.-M. NOURREDDINE	Rapporteur
Pr. F. SAIGNE	Rapporteur
Pr. J. COLLOT	Examinateur
M. B. PEROT	Examinateur

Abstract

The D&D industry is a mature industry. In France, this is assessed by the results obtained on the site of Grenoble, and technological breakthroughs such as the implementation of the MAESTRO robotic equipment confirm it.

The processes are implemented in complex contexts and are adapted to answer different technical configurations : nuclear reactors, research laboratories, spent fuel reprocessing plants... The efficiency of the processes lies in the control of three generic phases (high-level functions) of the manufacturing industry: 1) the management of the storages, 2) the treatment (put in the physical and radiological template) then 3) the waste produced. The common point is the management of a term source (Bq). Every stage of the process of A&D ² is governed from the evaluation of the radiological levels. Thus the nuclear instrumentation is a major function in the implementation and the control of the processes of A&D ².

In operation, the main part of the radiological, chemical and physical characterization devices of the industrial plant at its end of life cycle is concentrated on the waste packages. These equipments are maintained in the phase of A*D ². They are completed by measure and control devices distributed on all the processes, from the integrated standing equipement to the waste package in its final storage. The functional and logical architecture of this instrumentation may be represented by a diagram of instrumentation where the equipments are first used to characterize radiological environments to be dismantled, then, to govern the treatment and dismantling processes and, at the end of line, to control the final waste packages or the plant released from the radiological constraints.

The measure of gamma radiations and neutron dominates the non-destructive techniques of analysis. The spectrometry gamma remains the reference technique in A*D ². Its implementation was facilitated thanks to the advent of detectors working at room temperature (CdZnTe, LaBr3). For the complex hot cells, the result of the gamma spectrum processing is combined with techniques for localization of the hot spots. The combined processing of the measurement results is insured by the exploitation of digital methods to draw the efficiency curves and to estimate the uncertainty associated with the physical quantity of interest.

The characterization of the waste of the A*D² strengthened the use of the coupled methods: chemical and physical analysis, gamma spectrometry, gamma imaging and neutron counting. These methods are propagated on the whole waste production line and for the nuclear facility decommissioning. This new concept of complete production line opens numerous technological and scientific working areas.

Keywords

Dismantling, decommissioning, process, diagram of instrumentation, nuclear instrumentation

Résumé

L'industrie de l'assainissement, du démantèlement et du déclassement (A&D²) est une industrie mature. En France, pour les installations du CEA, les résultats obtenus sur le site de Grenoble le montrent et les avancées technologiques comme la mise en service du système Maestro, équipement de découpe de forte puissance à retour d'effort, le confirment.

Les procédés sont déployés dans des contextes complexes et sont adaptés pour répondre à des configurations techniques différentes : réacteur, laboratoires de recherche, usines de retraitement de combustibles usés... L'efficience des procédés s'appuie sur la maîtrise de trois phases génériques (fonctions de haut niveau) de l'industrie manufacturière : 1) la gestion des entreposages, 2) le traitement (mise au gabarit physique et radiologique) puis 3) le conditionnement des déchets (produit). Le point commun est la gestion d'un terme source (Bq). Chaque étape du procédé d'A&D² est maîtrisée à partir de l'évaluation des niveaux radiologiques. L'instrumentation nucléaire est donc une fonction majeure dans le déploiement et la maîtrise des processus d'A&D².

En exploitation, l'essentiel des équipements de caractérisation radiologique et physico chimique des matériels en fin de cycle de vie est concentrée sur le colis de déchets. Ces équipements sont maintenus dans la phase d'A&D². Ils sont complétés par des moyens de mesure et contrôle distribués sur l'ensemble des procédés, de l'élément sur pied ou en entreposage au colis final. L'architecture fonctionnelle et logique de cette instrumentation prend la forme d'un diagramme d'instrumentation où les équipements sont d'abord utiles à caractériser les scènes à démanteler, puis à maîtriser les procédés d'assainissement et de démantèlement, et, en fin de ligne, les colis ou l'installation libérée des contraintes radiologiques.

La mesure des rayonnements gamma et neutronique domine les techniques d'analyse non destructives. La spectrométrie gamma reste la technique de référence en A&D. Son déploiement a été facilité grâce à l'avènement des détecteurs fonctionnant à température ambiante (CdZnTe, LaBr3…). Pour les scènes complexes, le résultat du traitement du spectre gamma est combiné avec des techniques de localisation des points de concentration. Le traitement combiné des résultats de mesure est assuré par l'exploitation de méthodes numériques pour le tracé des courbes de rendement et l'estimation de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt.

La caractérisation des déchets de l'A&D² a renforcé l'utilisation des méthodes couplées : analyse physico chimique, spectrométrie gamma, imageur gamma et comptage neutronique, méthodes qui se propagent sur l'ensemble de la ligne de production des déchets et pour le déclassement des installations. Ce nouveau concept de chaine de production intégrale ouvre de nombreuses voies de travail, technologiques et scientifiques.

Mots-clés

Assainissement, démantèlement, procédé, processus, diagramme d'instrumentation, instrumentation nucléaire

Sommaire

Abstract ..... **vi**

Keywords ..... **vi**

Résumé ..... **vii**

Mots-clés ..... **vii**

Liste des figures ..... **xi**

Liste des Tableaux **15**

Glossaire **17**

Introduction **19**

Chapitre 1 La collecte, le traitement et la traçabilité des données radiologiques. Un modèle opérationnel simplifié de l'industrie du démantèlement **21**

1.1 Perspective d'une solution intégrée pour la collecte et le traitement des données techniques 23

1.1.1 Un Système d'Information pour l'assainissement et le démantèlement des installations nucléaires 25

1.1.2 Traitement et structuration de fonds documentaires. Vers un modèle global 26

1.1.3 Cas d'un réacteur de type Réacteur à Neutron Rapide (RNR). La centrale Phénix 27

1.1.4 Cas d'installation de traitement de combustibles usés. L'Atelier Pilote de Marcoule (APM) 30

1.2 Axes prospectifs. Du Big Data à la donnée radiologique augmentée 33

1.2.1 Une approche opérationnelle, l'aide à la définition du diagramme d'instrumentation 34

1.2.2 La gestion des données techniques dans une entreprise étendue 34

1.2.3 Augmentation des données par calcul ou robots de calcul 36

1.2.4 Le Big Data au service de la gestion de risque 37

1.3 Une synthèse 39

Chapitre 2 Les systèmes de caractérisation radiologique *in situ* pour la réalisation de l'inventaire radiologique amont **41**

2.1 Présentation de la caractérisation radiologique *in situ* de gros composants 42

2.1.1 Une technique d'analyse universelle : La spectrométrie gamma *in situ* 42

2.1.2 La méthode d'étalonnage numérique. Le tracé de la courbe de rendement 43

2.1.3 Evaluation de l'incertitude associée à la fonction de transfert (FT(E)) 44

2.1.4 Conclusion : Industrialisation de la méthode de tracé de la courbe de rendement 46

2.2 Caractérisation radiologique d'échangeur de l'usine Eurodif : cas d'équipement de grande taille contaminés en uranium 47

2.2.1 Propositions de l'estimation de l'incertitude associée à la mesure dans le cas de grands composants contaminés par de l'uranium 48
2.2.2 Méthode de Caractérisation radiologique retenue 51
2.2.3 Conclusion 53
2.3 Characterization of reactor components [28] 53
2.3.1 Preliminary characterization 53
2.3.2 Measuring device design 54
2.3.3 General description of the prototype 55
2.3.4 Measurement results 56
2.3.5 Consolidation of results 58
2.3.6 Conclusion 58
2.4 Mesure de colis de déchets anciens *in situ* 58
2.4.1 Présentation du contexte industriel 59
2.4.2 Présentation des équipements d'acquisition 60
2.4.3 Conclusion 65
2.5 Une synthèse 66
Chapitre 3 Les systèmes de caractérisation radiologique pour le suivi d'assainissement 69
3.1 Caractérisation radiologique de cuves contenant des Produits de Fission (PF) 69
3.1.1 Moyens de mesure *in situ* mis en œuvre pour la caractérisation radiologique de cuves PF 70
3.1.2 Cas d'une source unique : Suivi d'assainissement d'une cuve de Produits de fission 70
3.1.3 Cas d'une scène multi sources : Suivi d'assainissement d'une cuve de Produits de fission 72
3.1.4 Cas d'une scène multi sources 73
3.1.5 Le robot capteur un système de suivi radiologique avancé 75
3.1.6 Conclusion 75
3.2 Des techniques de suivi d'assainissement de composants contenant de la matière fissile 76
3.2.1 Description de la chaîne d'acquisition de spectrométrie gamma 78
3.2.2 Méthode de traitement des spectres gamma 80
3.2.3 Résultats de la campagne de mesure 82
3.2.4 Estimation de l'évolution du niveau de rétention : Estimation d'un facteur de décontamination 85
3.2.5 Conclusion 87
3.3 Une synthèse 88
Chapitre 4 Les systèmes de caractérisation radiologique pour la maitrise de la ligne de production de colis de déchets 91
4.1 Présentation d'un schéma d'instrumentation des procédés d'A&D 92
4.1.1 Instrumentation d'une ligne de production de reconditionnement de matériel revalorisable 93
4.1.2 Instrumentation d'un procédé de reprise de déchets en fosse 95
4.2 Conclusion sur l'instrumentation des lignes de production 100
4.3 La caractérisation radiologique des colis de déchets 101

4.3.1 Système de caractérisation radiologique pour la reprise et le conditionnement de colis de déchets102

4.3.2 Présentation rapide d'un poste de comptage neutronique passif industriel 103

4.3.3 Présentation de l'étalonnage et de l'estimation de l'incertitude associée à la masse de matière fissile104

4.3.4 Conclusion 106

4.4 Le déclassement radiologique [assainissement complet] et la production de colis TFA. La caractérisation radiologique bas niveau 107

4.4.1 Techniques de réduction du bruit de fond en spectrométrie gamma 107

4.4.2 Simulation du système anti Compton par comptage de coïncidence 108

4.4.3 Application industrielle pour la définition optimum du compromis géométrie LD pour une mesure de ^{137}Cs en présence de ^{60}Co 110

4.4.4 Conclusion 111

4.5 Une synthèse 111

Chapitre 5 Axes prospectifs et de R&D 113

5.1 Les systèmes pour la caractérisation radiologique *in situ* pour l'inventaire amont 113

5.1.1 Développement de détecteurs 114

5.1.2 Présentation du projet DoSimetric CARtography for cell Dismanting (DISCARD) 114

5.1.3 Des systèmes d'acquisition à détecteurs combinés, électroniques de traitement 118

5.1.4 Méthodes de traitement des données brutes, tracé de la courbe de rendement global et évaluation de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt 120

5.2 Instrumentation des opérations d'assainissement 120

5.2.1 Les techniques de traitement des données cartographiques dynamiques 121

5.2.2 Les combinaisons de capteurs pour le relevé dynamique de l'état radiologique d'une scène 122

5.2.3 Le robot capteur 124

5.2.4 Conclusion 125

5.3 Systèmes de caractérisation radiologique pour le contrôle des lignes de production de l'A&D 126

5.3.1 L'instrumentation des équipements de procédés de traitement des déchets 126

5.3.2 La caractérisation radiologique des colis de déchets 128

5.3.3 La caractérisation radiologique des structures et des déchets TFA 130

5.3.4 Conclusion 131

Conclusion 133

Références 135

Liste des figures

Figure 1 : Modèle opérationnel simplifié de la continuité des contraintes s'appuyant sur le cycle de vie de l'installation 22

Figure 2 : Schéma bloc fonctionnel de traitement des déchets en trois phases _ Ax : activité en Bq, Mx : point de mesure, C1 : point de contrôle, Sx : seuil en Bq) 23

Figure 3 : Schéma simplifié de minimisation des paramètres de contraintes dans le processus d'assainissement démantèlement 25

Figure 4 : Schéma d'ensemble d'une stratégie système d'information [12] 26

Figure 5 : Schéma de principe de l'usine à dématérialiser et consulter les fonds documentaires déployée dans le cadre de la gestion du corpus de la centrale Phénix 27

Figure 6 : Exemple d'une carte issue d'un traitement bibliométrique : liste d'experts en inventaire radiologique dans la phase d'exploitation. En exposant le nombre de documents dans le domaine de la maitrise radiologique, le chiffre sur le lien est le nombre de notes techniques co rédigés 28

Figure 7 : Schéma de calcul de principe dans des études d'ingénierie dédiées au démantèlement et à la gestion des déchets nucléaires 29

Figure 8 : Croquis d'implantation de cellules Haute Activité (HA) sur le plan de masse de l'installation Atelier Pilote de Marcoule (APM) 30

Figure 9 : Première ligne à gauche modèle 3D de composants d'une cellule Haute Activité (HA) d'un procédé de concentration de Produit de Fission (PF) (a), à droite la photographie d'équipements (Vert, a) dans la phase d'inventaire (b). Seconde ligne, niveaux de débits de dose absorbée relevés sur les deux équipements d'intérêt (Vert, a) (c). 32

Figure 10 : Une séquence de traitement et de collecte de données radiologiques et techniques d'une scène en préparation d'A&D 32

Figure 11 : Architecture générale de l'environnement de valorisation et d'exploitation des ressources liées à l'A&D 33

Figure 12 : Schéma simplifié des systèmes d'information de l'entreprise étendue dédiés à un site nucléaire en A&D 35

Figure 13 : Schéma du modèle de transmission en ligne droite. A gauche pour une source ponctuelle contenue dans un élément de volume v, représentation de la trajectoire en ligne droite du rayonnement gamma. A droite, représentation du positionnement de la source étalon placée à une distance d du center du détecteur 44

Figure 14 : Interface utilisateur du progiciel Ensemble de Mesure de Boites A Gants (EMBAG) pour le calcul de fonctions de transfert FT(E) 47

Figure 15 : Schéma des diffuseurs de l'usine d'Eurodif. Caractérisation de l'échangeur : pièces violettes 48

Figure 16 : Schéma des diffuseurs (pièces violettes → jaunes) avec représentation de l'implantation des détecteurs 48

Figure 17 : Représentation graphique des positions de la source suivant le plan (X, o, Z) distribuées dans le volume inscrit dans les parties violette de la figure 15 50

Figure 18: Measured dose rate profile 54

Figure 19: Gamma spectrum simulated with MCNP 55

Figure 20: Measuring device system: Prototype 55

Figure 21 : CdZnTe gamma spectrum of a ^{137}Cs, Fit obtained by interactive deconvolution analysis of 1332 keV peak 57

Figure 22: Estimated activity of vessel C2 (shown without uncertainty bars) 57

Figure 23: Profile along “A” axis of the measured and calculated dose rates (MERCURE) 58

Figure 24 : A gauche vue d’un conteneur entreposé dans une rangée de l’une des 3 fosses HA, représentation des trois types de conteneurs A, B,C, exemple de dimensions pour le type C, 2400 x 2400 x 3150 mm, paroi de 250 mm et épaisseur de couvercle 600 mm 59

Figure 25 : Représentation de la position des carottages du couvercle d‘un conteneur de type C, diamètre de perçage 16 mm 60

Figure 26 : A gauche vue 3D du détecteur GeHP dans le caisson de confinement pour les mesures en milieu sévère, à droite résultats du module VISTIR du code MERCURE représentation de la zone de tirage des sources (zone collimatée) 60

Figure 27 : En haut, schéma d’un bloc constitué de 8 détecteurs ^{3}He placés à 29,97 mm de la surface, en bas schéma d’un bloc constitué de 8 détecteurs ^{3}He placés à 13,97 mm de la paroi et d’un écran de cadmium 61

Figure 28 : 1a, variation du débit de fluence en fonction de la masse volumique pour les trois compositions de déchets pour une source de ^{137}Cs d’activité homogène de 1 Bq, 2a Distribution des débits de fluence calculés au centre du détecteur avec 26 sources ponctuelles fixes pour une masse volumique de 0,5 g.cm^{-3} ,5000 tirages, 2b Distribution des débits de fluence calculés au centre du détecteur avec 26 sources ponctuelles réparties spatialement et en activité de façon aléatoire pour une masse volumique de 0,5 g.cm^{-3} ,5000 tirages 63

Figure 29 : Distribution des débits de fluence calculés au centre du détecteur pour le ^{137}Cs pour des sources volumiques réparties de façon aléatoire dans la matrice d’activité globale de 1 Bq pour une distribution aléatoire de densités comprises entre 0,01 et 2,00 g.cm-3. Représentation pour 20000 tirages 64

Figure 30 : Détecteur GeHP et son caisson installés en configuration de mesure 64

Figure 31 : Schéma global de la méthode de déclaration de la masse de matière fissile 66

Figure 32. A droite, résultats de mesure de débit de dose durant la séquence d’assainissement, à gauche photographie de la configuration de la cuve 68.01 contenant des produis de fission 71

Figure 33 : A gauche cartographie de débits de dose absorbée de la cuve en cours d’assainissement, à droite représentation 3D du collimateur modulaire [51] 71

Figure 34 : Profil de débit de dose sans collimation dans deux configurations, cuve pleine (1500 L) puis cuve vide 72

Figure 36 : Représentation 3D des cuves de stockage de Produits de Fission 73

Figure 35 : Image gamma de la cuve superposée à un modèle filaire 3D 73

Figure 39 : Représentation de la modélisation VISPLAN des cuves 74

Figure 37: Spectre obtenu en champ ouvert avec un détceteur CdZnTe de volume sensible 20 mm^{3}74

Figure 38 : Image gamma de la cuve 210-10 74

Figure 40 : Image d’une boite à gants contenant une presse, à gauche image de caméra gamma équipée d’un sténopé, à droite image d’une caméra gamma équipée de masque codé 77

Figure 41 : Spectres gamma de plutonium extrait d’un combustible à faible taux de combustion mesurés avec différentes technologies de détecteurs, NaI[Tl], CdTe, CDZnTe, GeHP [77] 77

Figure 42 : Spectre de plutonium d’une source de 1g, détecteur CdZnTe 60 mm^{3} zone énergétique 30-300 keV 78

Figure 43 : A gauche, courbes de rendement intrinsèque de détecteurs CdZnTe de 5, 20 et 60 mm^{3}, à droite rendement angulaire relatif d’un détecteur CdZnTe de 20 mm^{3} pour deux sources étalons l’^{241}Am et ^{137}Cs. Les incertitudes associées relatives sont de 5% (k=2).....79

Figure 44 : Système de positionnement du détecteur en boite à gants [82] 79

Figure 45 : A gauche représentation graphique d'une série de collimateurs d'angles solides de 10° à 90°, à droite collimateur 90° assemblé 80

Figure 46 : Zone de 30 à 90 keV du spectre gamma pour une acquisition de 600 s avec un détecteur CdZnTe de 60 mm^3 de volume sensible 83

Figure 47 : Zone 95-150 KeV du spectre gamma pour une acquisition de 600 s avec un détecteur CdZnTe de 60 mm^3 de volume sensible 84

Figure 48 : Spectre de plutonium _ Zone énergétique 120-400 KeV du spectre gamma pour une acquisition de 600 s avec un détecteur CdZnTe de 60 mm^3 de volume sensible 85

Figure 49 : Superposition de deux spectres pour l'évaluation de l'efficacité de protection d'un gant radio protégé, spectre rouge sans protection, jaune avec gant radio protégé, Spectre rouge sans protection 86

Figure 50 : Spectre rouge intérieur BàG et jaune extérieur protégé par un verre au plomb 87

Figure 51 : Schéma de contrôle du procédé de reconditionnement de déchets 94

Figure 52 : Schéma simplifié du procédé de reprise de déchets en fosse 96

Figure 53 : Schéma du procédé décliné à partir du modèle simplifié (Figure 2) 97

Figure 54 : Photographies du déchet à l'extraction (croix rouge) 97

Figure 55 : Configuration de mesure par spectrométrie gamma et spectre gamma 98

Figure 56 : Modèle 3D du poste de spectrométrie gamma. Extraction des colis 99

Figure 57 : Présentation d'un système de caractérisation radiologique de déchets 101

Figure 58 : Séquences d'acquisition, de traitement et de traçabilité pour les méthodes de caractérisation radiologique des colis de déchets 102

Figure 59 : Etapes du procédé de reprise et conditionnement des colis de déchets « *plutonifères* », cas de l'opération UP1 Marcoule 103

Figure 60 : Vue des postes de mesure neutronique au premier plan et le poste de spectrométrie gamma en second plan 104

Figure 61 : Photographies des fûts étalons de 100 l avec matrice, à gauche matrice PVC1 de masse volumique 0,062 $g.cm^{-3}$, au centre matrice PVC2 de masse volumique de 0,412 $g.cm^{-3}$ et à droite matrice métal de masse volumique de 0,622 $g.cm^{-3}$ 105

Figure 62 – Schéma d'un dispositif anti coïncidence avec un détecteur GeHP principal et des détecteurs véto NaI[Tl] 108

Figure 63 – Reproduction du Tally F8 par méthode MCNP et PTRAC de la source étalon étalon 109

Figure 64 : A gauche spectres d'une source étalon multi gamma (SG50) à 5 cm du détecteur, à droite les écarts relatifs constatés entre les données expérimentales et les résultats de simulation 110

Figure 65 : Limite de détection ^{137}Cs sur échantillon d'eau d'épaisseur variable de 1 cm à 5 cm 111

Figure 66: Présentation des besoins, des enjeux et solution du projet de recherche et développement DiSCARD 115

Figure 67 : Sensibilité à la dose d'une fibre dopée et d'un Al_2O_3:C 116

Figure 68 : Evolution du courant d'obscurité de capteurs APS irradiés sans recuit thermique et avec recuits thermiques 117

Figure 69 : A gauche, détail du collimateur équipé des détecteurs CdZnTe (repère 4), pièce 3, 2 et 1 éléments du collimateur, à droite le détecteur principal GeHP cylindre jaune et un éclaté du collimateur représenté sur la vue de droite 119

Figure 70 : Schéma d'optimisation des opérations d'assainissement (d'un composant par exemple)121

Figure 71 : Exemple de cartographie simplifiée composée de deux calques, représentation 3D et les résultats de mesure par imagerie gamma et relevés de débits de dose [8] 122

Figure 72 : Eyes@gamV1, dispositif regroupant une caméra gamma, une mesure de débit de dose, un relevé télémétrie 1D et une spectrométrie gamma équipée d'un détecteur CdZnTe ; un spectre gamma de ^{137}Cs est illustré et une image gamma bas à droite [58] 123

Figure 73 : Exemple de plateforme de développement d'un capteur universel, caméra visible, scan 3D (télémétrie laser), mesure de débit de dose.....124

Figure 74 : Robots d'Inspection à Commande Avancée (RICA), à gauche présentation de l'ensemble de la gamme, à droite le robot RICA version III équipé du bloc de mesure eyes@gam V1.0.....124

Figure 75 : A droite plateforme hexapode testée pour l'amélioration du franchissement (Phantom X [132]), à gauche la plateforme Darwin-OP [133] adaptée aux conditions opérationnelles de milieux fortement contaminé.....125

Figure 76 : A droite, vue 3D de l'équipement de mesure équipé de cabestans pour le montage et réglage en boite à gants, à gauche vue 3D du positionnement de l'échantillon, du tube à rayon X et des détecteurs 127

Figure 77 : Schéma d'implantation des détecteurs CdZnTe (SMNBAG) de contrôle de l'accumulation de matière fissile pour une boite à gants de Tri-reconditionnement de déchets. Les angles solides de chaque capteur sont indiqués sur le plan.....128

Figure 78 : Un schéma de combinaison de méthodes d'analyse non destructives pour le contrôle de la qualité du produit, le colis de déchets.....129

Figure 79 : De gauche à droite, une vue 3D d'un poste de caractérisation radiologique de colis de déchets équipé d'une détecteur de spectrométrie gamma, le Cobot Baxter [140] [139], un colis de déchets avec les repères de relevés de débit de dose sur trois génératrices placées à 120° 129

Figure 80 – Représentation du robot CoGiRo 131

Liste des Tableaux

Tableau 1 : Un inventaire des besoins de caractérisation radiologique dans la phase d'inventaire et de suivi de production de l'industrie de l'assainissement démantèlement.....41

Tableau 2 : Exemple de résultats pour un objet de grande taille (1 m x 1m) contenant du ^{60}Co. Moyenne et écart type des distributions de la fonctions de transfert obtenues en fonction de la densité pour 26 sources parallélépipédiques d'activités variables – activité totale : 1 Bq dans le composant – 16000 tirages.47

Tableau 3 : Inventaire de facteurs d'influence _ Evaluation de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt 48

Tableau 4 : Bibliothèque des radionucléides retenus pour le traitement des spectres gamma.....49

Tableau 5 : Exemple de résultats de calculs de l'écart relatif associé à l'expression de la fonction de transfert sur un échangeur UTG (Usine Très Grosse) 49

Tableau 6 : Expression de l'incertitude relative obtenue par une méthode de tirage aléatoire de la localisation de la source dans le volume du composant avec une distance de mesure 70 cm de la paroi 50

Tableau 7 : Expression de l'incertitude relative obtenue par une méthode aléatoire distance de mesure 600 cm du faisceau en vue directe 50

Tableau 8 : Présentation de la séquence de préparation de l'opération de mesure in situ retenue dans le cas de la caractérisation radiologique des échangeurs de l'installation Georges Besse I 51

Tableau 9 : Expression de l'incertitude relative obtenue par les deux méthodes de l'échangeur en vue directe.....51

Tableau 10 : Estimation de l'activité d'238U à partir d'une optimisation de la fonction de transfert résultats d'une combinaison source ponctuelle/source homogène.....52

Tableau 11 : Expressions de l'activité des isotopes 235 et 238 de l'uranium par méthode absolue. Valeur de référence 0,72% d'enrichissement de l'uranium 52

Table 12. Assessing the influence of background subtraction 57

Tableau 13 : Extrait des données radiologiques de conteneurs de déchets radioactifs 59

Tableau 14 : Résultats de calcul pour l'optimisation du rapport signal sur bruit pour la mesure d'un conteneur suivants les configurations des blocs contenant les détecteurs ^{3}He 61

Tableau 15 : Inventaire des paramètres variables et dynamiques retenues pour l'estimation de l'incertitude associée à la fonction de transfert (FT(E)) 62

Tableau 16 : Données de modélisation et de simulation pour la détermination de la FT(E) du ^{137}Cs .63

Tableau 17 : Indicateurs de la distribution des débits de fluence calculés (ph.cm^{-2}.s^{-1}) pour 1 Bq de ^{137}Cs 64

Tableau 18 : Résolutions des pics d'absorption totale du ^{137}Cs et du ^{60}Co pour les spectres d'acquisition obtenus sur les conteneurs C12 et C13 64

Tableau 19 : Activités et limites de détection.....65

Tableau 20 : Activités alpha (1σ) et masses correspondantes par radioélément à partir des radionucléides traceurs et du spectre ancien S024.....65

Tableau 21 : Sujets de caractérisation radiologique dans les phases d'inventaire et de suivi de production 69

Tableau 22 : Résultats de traitement des résultats de mesure avec ajustement de la répartition de l'activité entre les deux sources ponctuelles.....72

Tableau 23 : Activité estimée par calcul (VISIPLAN).....74

Tableau 24 : Activité évaluée sur la base du traitement des spectres gamma. Détecteur CdZnTe de 60 mm^3 sans collimation placé à 10 cm du fond de cuve.....75

Tableau 25 : Sujets de caractérisation radiologique dans les phases de production des colis de déchets et de déclassement de l'installation 91

Tableau 26 : Description de l'instrumentation de la ligne de reconditionnement des cendres, installation UP1 de Marcoule.....95

Tableau 27 : Inventaire des contraintes et des indicateurs de suivi de production.....96

Tableau 28 : Isotopie du plutonium retenue dans le cadre de la caractérisation des déchets.....97

Tableau 29 : Résultats d'estimation de la composition isotopique sur un déchet de grandes dimensions extrait d'une fosse d'entreposage de l'INB 56 du site de Cadarache 99

Tableau 30 : Caractéristiques dimensionnelles des fûts 100/118 l.....104

Tableau 31 : Répartition massique des matériaux dans les fûts incinérables.....104

Tableau 32 : Caractéristiques physico-chimique des matrices des fûts étalons de 100L.....104

Tableau 33 : Compositions physico-chimique des matrices d'étalonnage 105

Tableau 34 : Compositions des 2 mélanges simulés 105

Tableau 35 : Représentation graphique du comptage en fonction de la densité pour 5 positions et pour mélanges 1 et valeurs du rendement de détection en comptage global source placée au centre du colis 106

Tableau 36 : Comparaison des propriétés de différents semi-conducteurs utilisés dans la fabrication de détecteurs.....114

Tableau 37 : Un inventaire des éléments caractérisés par FXL à détecteur Si-Li, dans une phase liquide et les limites de détection obtenues pour un temps d'acquisition inférieur ou égal à 400 s.....127

Glossaire

Actinides	Eléments terre rare de numéro atomique compris entre 89 et 103. Ce groupe correspond au remplissage de la couche électronique 5f. Les actinides sont dotés de propriétés chimiques très voisines entre eux
Bdf	Bruit de fond
CDS	Atelier de Conditionnement des Déchets Solides de Marcoule
Composition isotopique	Répartition des teneurs isotopiques, pour l'ensemble des isotopes des éléments composant un échantillon de matière donné. Rapport quantitatif entre un isotope et une somme d'isotopes servant de référence. Dans le domaine des mesures neutroniques, cette quantité est généralement exprimée en masse (C.I. en "masse %")
Covariance	La covariance est une mesure de l'association ou du lien qui existe entre deux variables.
DdD	Débit de dose
DEM	Démantèlement
Fonction de transfert FT(E)	Relation entre l'activité d'un radioélément i et le débit de fluence des rayonnements g d'énergie E de ce radioélément en un point de l'espace
Grandeur accessible	Flux de neutrons (total ou coïncident) émis par les fissions spontanées produites dans l'objet à caractériser (EnFs). Il est indépendant des caractéristiques physiques de l'objet mais est dépendant de l'outil de mesure. Ce flux est proportionnel à la quantité de matière qui émet des neutrons par fission qui, elle-même, permet d'atteindre la grandeur recherchée
Grandeur mesurable	Flux de neutrons émergeant de l'objet. Elle est indépendante de l'outil de mesure mais elle est dépendante de la configuration de mesure
Grandeur recherchée	Elle peut être l'activité ou la masse de tout ou partie des différents actinides présents
INB	Installation Nucléaire de Base
Incertitude de mesure	L'incertitude tient compte de toutes les erreurs non maîtrisées. L'incertitude est associée au résultat d'un mesurage, elle caractérise la dispersion des valeurs qui pourraient raisonnablement être attribuées au mesurande
ITV	Inspection TéléVisuelle
Justesse	C'est la partie de l'écart entre la valeur mesurée expérimentalement et la valeur vrai qui dépend uniquement des erreurs systématiques (erreurs agissant toujours dans le même sens) : défaut d'étalonnage, de calibrage, de zéro d'un appareil…
Libre parcours moyen	Distance moyenne parcourue par une particule donnée (à une énergie donnée) dans un matériau donné, entre deux collisions
Limite de détection	La LD d'une méthode de mesure est la valeur minimale que doit avoir la grandeur mesurée pour que le résultat soit significativement différent de celui obtenu pour le mesurage à blanc
MAD	Mise à l'Arrêt Définitif
Masse de ^{240}Pu équivalent	Masse de plutonium 240 qui produirait un flux de neutrons équivalent à celui « mesuré »
Mécatronique	La mécatronique est, par définition, un domaine à la croisée de la mécanique, de l'électronique et de l'informatique temps réel.
Mesurage	Ensemble d'opérations ayant pour but de déterminer une valeur d'une grandeur
Mesurande	Grandeur particulière soumise au mesurage. La valeur vraie du mesurande est la valeur que l'on obtiendrait si le mesurage était parfait. Un mesurage n'étant jamais parfait, cette valeur est toujours inconnue
Mesure	Résultat du mesurage. La mesure d'une grandeur peut-être directe (comme une simple pesée) ou indirecte (ex. mesure d'une tension à partir de la formule U=RI)
Mesure *in situ*	Se dit lorsque la mesure est réalisée dans le lieu précis où se trouve l'objet ou le déchet à caractériser
m_f	Masse de matière fissile (g)
Milieu sévère	Se dit d'un milieu, d'un environnement dans lequel l'homme est soumis à des agressions physiques (pression, bruit, température, rayonnement, etc.) ou chimiques
MNP	Mesure Neutronique Passive
PA	Produits d'Activation

PF	Produits de Fission
Précision	Aptitude à donner des indications proches de la grandeur recherchée. Elle définit la dispersion des résultats
Procédé	Partie immatérielle d'un ensemble de moyens et d'activité liés à la transformation d'éléments entrants en éléments sortants, le produit
Process	Terme anglais de processus, qui désigne le procédé de fabrication d'un produit et ou l'organisation industrielle, le procédé et processus ne sont pas différenciés
Processus	Le processus est le résultat d'activités et d'équipements (partie matérielle)
Ps	Précision Statistique
Qualité	Ensemble des caractéristiques d'une entité qui lui confèrent l'aptitude à satisfaire des besoins exprimés et implicites
Rendement global de détection	Noté ε, il est défini comme étant le rapport entre le nombre de coups produits par le détecteur et le nombre de neutrons ou encore de rayonnements gamma émis par l'échantillon
Résolution	Capacité d'un détecteur de spectrométrie gamma à discriminer deux photons d'énergie très proche
Retour d'expérience	A pour objectif de donner aux entreprises les moyens d'apprendre à partir de l'analyse des faits techniques et des performances techniques observés entre le début et la fin d'une opération.
RFS	Règles Fondamentales de Sûreté
Rn	Radionucléide
Seuil de Décision	Le seuil de Décision est la limite à partir de laquelle, au risque α de première espèce près, une grandeur observée est considérée comme détectée. Il correspond au risque d'affirmer la présence de la grandeur recherchée alors qu'elle est absente
Simulation	Méthode de mesure et d'étude consistant à remplacer un phénomène, un système par un modèle plus simple mais ayant un comportement analogue
Spectre type	Spectre radiologique de référence qui identifie les différents radionucléides et la répartition de leur contribution sur l'activité
Sûreté nucléaire	Ensemble des dispositions prises à tous les stades de la conception, de la construction, de l'exploitation et de l'arrêt des installations nucléaires pour protéger en toutes circonstances l'Homme et son environnement naturel contre la dispersion des produits radioactifs
Variance	La variance d'une variable est une mesure qui quantifie la dispersion moyenne des valeurs prises par cette variable autour de sa moyenne

Introduction

Depuis quelques décennies maintenant, l'innovation technologique naît de « l'augmentation » des champs disciplinaires traditionnels par couplage, dans une logique intégrative et pour répondre aux besoins industriels dans un souci d'efficacité opérationnelle. La mise en œuvre, de plus en plus répandue, d'une démarche d'ingénierie système dont la première brique est l'analyse fonctionnelle, stimule la réflexion pluridisciplinaire orientée vers la finalité applicative.

Le champ de l'industrie nucléaire, au même titre que celui de l'aéronautique, ou de l'automobile, n'échappe pas à cet objectif de performance, sur toutes les étapes de son cycle de vie (exploitation, maintenance, démantèlement).

En particulier, l'assainissement-démantèlement (A&D) qui clôture le cycle de vie d'une installation nucléaire constitue un champ de recherche technologique porteur de challenges scientifiques et techniques inédits.

En France, le processus de démantèlement se structure et l'industrie s'organise. Des chantiers de démantèlement ont aujourd'hui abouti montrant par là qu'on progresse dans la maîtrise technologique des opérations. Il apparaît néanmoins que chaque projet constitue un prototype complexe et l'hétérogénéité des opérations menées jusqu'à maintenant ne permet pas que des standards d'outils ou d'approches puissent s'imposer réellement pour l'heure, même si des effets de série sont attendus lorsqu'il s'agira d'attaquer le marché des réacteurs de puissance de deuxième génération. Ce constat est identique au niveau mondial : il est une traduction de l'histoire de la mise en place de la production électronucléaire, avec une dispersion des premières générations d'architectures nucléaires en fonction des pays et à l'intérieur même des pays.

On peut donc qualifier l'industrie du démantèlement comme une industrie encore en phase d'apprentissage : peu organisée et de faible capacité, en comparaison de ce qui sera nécessaire dans les décennies à venir.

Si on analyse, sous l'angle du lean management (variabilité, rigidité, gaspillage), le cœur du processus de démantèlement comme on pourrait être amené à manager la chaîne logistique sur un process industriel, on pourrait identifier trois inhibiteurs principaux, développés ci-après, qui pénalisent l'efficience du process, et induisent finalement un coût pour le donneur d'ordre.

- L'incertitude sur l'état initial doit être gérée dans le process, ce qui nécessite de prendre des marges pour le dimensionnement du scénario, pour les opérations, pour le processus d'autorisation de sûreté. Cette incertitude constitue un risque qui se traduit en termes financiers. La réduction de cette variabilité passe en partie par l'amélioration des techniques d'investigations radiologiques et physiques.
- L'obligation de dérouler des scénarios garantissant un bilan dosimétrique aussi bas que raisonnablement possible pour les travailleurs (principe ALARA – As Low As Reasonnably Achievable) constitue une rigidité du système à laquelle peuvent répondre le déploiement massif de systèmes robotisés ou opérés à distance, ou la modélisation de l'intervention des travailleurs afin d'optimiser le déroulement d'une opération et établir un scénario à dose d'exposition minimale que l'opérateur assimile avant d'entrer en intervention réelle et qui lui permet de limiter son temps d'intervention.
- La gestion des déchets peut, quant à elle, être source de gaspillage si les déchets sont « sur-catégorisés » avec un impact financier direct, qui peut être endigué en garantissant un « contrôle qualité » sur la ligne de production de déchet, par le développement de moyens de mesures physiques et radiologiques permettant de caractériser intégralement le déchet sur pied, de contrôler son mode de transformation (mise au gabarit physique et radiologique) et de garantir la qualité du déchet final. Les moyens de mesure doivent encore être adaptés au cas par cas, et des verrous techniques subsistent pour obtenir certaines informations capitales dont la connaissance permettrait de limiter les sur-dimensionnements de tous ordres. Par ailleurs, il n'existe pas de fonction de transfert qui permette de suivre l'évolution du déchet et sa transformation depuis sa source jusqu'à la sortie de l'installation, dans l'objectif d'assurer la qualité du produit conditionné en bout de chaîne de production.

Il vient, en réponse au besoin d'industrialisation de l'activité de démantèlement – au sens productiviste du terme –, la nécessité d'une chaîne de production totalement instrumentée permettant de faire véritablement de la gestion de production, - l'économie même de ces chantiers reposant sur la capacité à aiguiller chaque objet vers la filière optimale pour sa classe radioactive-, et garantissant simultanément la sûreté des opérations et l'optimisation des scénarios au regard du bilan dosimétrique.

A chaque étape, la donnée radiologique constitue la variable clé, dominante des choix opérationnels. Documentée par l'histoire opérationnelle de l'installation, captée par l'instrumentation, consolidée et augmentée par le calcul, elle représente le flux informatif associé au flux physique (du déchet « sur pied » au colis de déchets »), ces deux flux caractérisant le « management des opéra-

tions ». Elle constituera le fil conducteur des réflexions et travaux présentés dans ce document, mon propos ayant l'ambition de croiser la gestion de l'information et l'instrumentation, pour fournir une vision globale, au sens du cognitif, de la donnée radiologique informationnelle, et pour aligner l'acte technique de mesure et le développement des systèmes qui y est associé avec les exigences d'industrialisation des chaînes de production des colis de déchets.

Cet angle d'approche m'a conduit à introduire, dans le premier chapitre, une réflexion sur la gestion de la donnée radiologique et sa portée dans l'expression du process de démantèlement, nécessitant d'en proposer un modèle de représentation. Le chapitre développera les notions de collecte des données, leur traitement et leur augmentation par calcul, les méthodes de consolidation des données étant d'autant plus impératives que la donnée radiologique se trouve fragmentée par les ruptures de temps et les différentes focales disciplinaires. On y introduira ainsi la notion du système d'information comme facteur de convergence et de « réconciliation » de la donnée. L'accent est mis sur la nécessité d'appréhender la richesse multidimensionnelle du contexte industriel (de la donnée technique, à l'organisation des savoirs), et d'en outiller l'exploitation, par exemple par un effort de formalisation (définition d'ontologies) ou des techniques de Big Data.

Les chapitres suivants (2, 3 et 4) illustrent les orientations de recherche pour l'instrumentation de la chaîne de procédé, en référence au modèle de représentation du processus de démantèlement proposé dans le premier chapitre du document et en réponse à l'objectif d'industrialisation du secteur. Un ensemble de développements technologiques et méthodologiques de caractérisation radiologique *in situ* sera présenté sous forme de solutions prototypes opérationnelles. Elles ont été conçues puis déployées pour résoudre des sujets singuliers de suivi d'assainissement, d'estimation du terme source conséquence de l'activation ou pour la caractérisation de scènes complexes.

Le chapitre 2 est consacré à la problématique de l'inventaire amont, qui constitue la donnée initiale fondamentale dans le processus de démantèlement. Ce chapitre s'intéresse plus particulièrement à la caractérisation radiologique *in-situ* des gros composants, avec une focale sur le calcul de la fonction de rendement et l'évaluation de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt. Trois cas d'application sont présentés ; les choix méthodologiques illustrent le souci d'optimisation de la caractérisation radiologique au regard des spécifications métrologiques dictées par l'architecture fonctionnelle présentée dans le 1er chapitre.

Le chapitre 3 traite du cas particulier des systèmes de caractérisation radiologique pour le suivi de l'assainissement. Cette étape permet de réduire la contrainte radiologique des opérations de démantèlement ultérieures, mais la limitation des méthodes industrielles pour en caractériser la performance, en terme de facteur de décontamination, en pénalise l'option dans les études technico-économiques de scénarios. Deux exemples permettent d'illustrer la spécificité de ces opérations de suivi d'assainissement et de présenter des solutions originales, dont l'une brevetée.

Le chapitre 4 introduit et développe la notion de diagramme d'instrumentation au sens de la position et des performances métrologiques des points de contrôle, pour la maîtrise de la ligne de production de déchets, en réponse aux exigences de l'architecte fonctionnelle globale présentée dans le chapitre 1. L'objectif est de faire converger deux champs de contraintes susceptibles d'antagonisme : la sûreté et la production de colis de déchets. Là encore, deux cas d'application servent de support à la réflexion. Leur développement montre comment l'adoption d'un diagramme d'instrumentation permet de normaliser les points de contrôle du process et d'engager une standardisation des techniques d'analyse dans un objectif d'industrialisation.

Les travaux présentés dans les chapitres 2, 3 et 4 ouvrent, dans le chapitre 5, sur un certain nombre d'axes de recherche qui s'articulent sur la combinaison de techniques d'analyse, méthodes numériques et moyens mécaniques, selon une logique d'ingénierie système. L'instrumentation, longtemps concentrée sur le produit fini – le colis de déchets ou l'installation en déclassement -, est implantée sur l'ensemble de la ligne de production. C'est un nouvelle « branche » du Contrôle Nucléaire de Procédé (CNP), appliquée au démantèlement, qui se structure, dans la logique d'industrialisation du secteur.

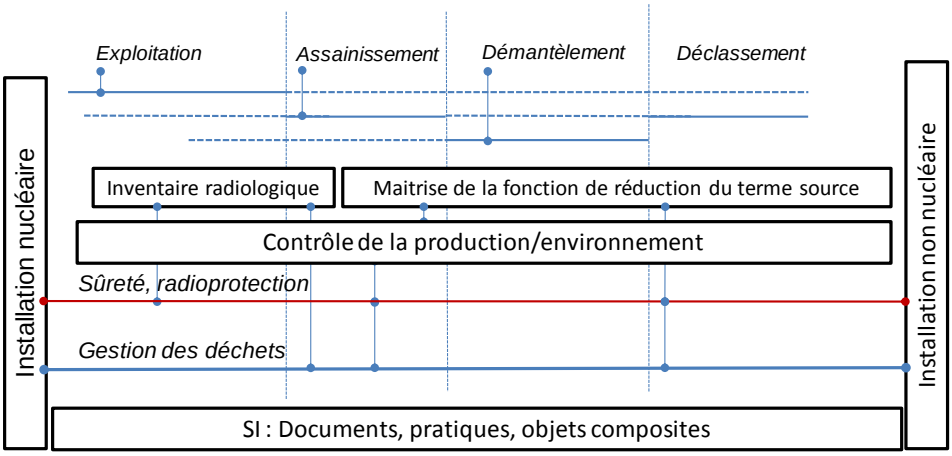
Chapitre 1 La collecte, le traitement et la traçabilité des données radiologiques. Un modèle opérationnel simplifié de l'industrie du démantèlement

La **finalité** des opérations d'assainissement et démantèlement est d'assurer la diminution du terme source contenu (activation) ou retenu (contamination) dans une installation en respectant les prescriptions de l'autorité de sûreté dans un cadre économique maitrisé.

Les parties prenantes sont impliquées dans des opérations où la connaissance puis la maîtrise radiologique des équipements à traiter puis conditionner est le point de départ des opérations puis l'indicateur de l'état de l'installation et de la performance opérationnelle dans chaque phase. La nécessaire maîtrise de la qualité radiologique est au cœur du modèle opérationnel de l'A&D. Or, il existe, dans la phase d'A&D, de nouveaux besoins de maîtrise et de gestion de la qualité des données radiologiques d'une installation, qui dépassent en effet les trois paramètres utiles au bilan [entre-sortie-rétention] manipulés dans la phase d'exploitation et qui concernent l'ensemble des équipements et lieux de l'installation. Il est ainsi nécessaire de disposer d'une **« nouvelle image » radiologique** de l'ensemble des locaux avec une précision jamais exigée puisqu'il s'agit d'opérer des scènes où, seules, des connaissances globales suffisaient préalablement pour exploiter.

Préciser les exigences en terme de qualité de la donnée radiologique pour l'A&D, dans l'objectif de dégager des axes de R&D sur le domaine de l'instrumentation associée, nécessite en premier lieu de formaliser une modèle opérationnel ou architecture fonctionnelle de l'A&D et de comprendre **la portée de la donnée dans ce modèle**. La démarche proposée dans le domaine de l'A&D, des installations nucléaires s'appuie sur des modèles opérationnels simplifiés de production des déchets, dont se dégage une proposition qui s'inspire du cycle de vie d'une installation nucléaire. Ce type de modèle présente l'avantage de respecter le déroulement de l'instruction des dossiers adressés à l'autorité de sûreté en répondant à l'élaboration du scénario (procédé - sûreté) et en soutenant les modalités de gestion des déchets. Ce modèle *a priori* le plus communément admis est la représentation de l'A&D par une chaîne de production de colis de déchets « l'usine à colis de déchets » qui tend vers le déclassement des installations. Les produits sont : un ensemble de colis de déchets et une installation ou un site où, dans le cas optimal, les contraintes dues à la radioactivité ont été retirées (déclassement). Le modèle de la ligne de production est enrichi d'une composante temporelle [1]. Ainsi, les opérations de caractérisation radiologique peuvent être rattachées à des phases opérationnelles ou des équipements, par exemple : les phases d'inventaire et d'assainissement, la phase de production, la caractérisation des colis et enfin le déclassement.

La nuisance due à la radioactivité est la singularité de l'industrie de l'A&D. Le procédé de démantèlement consiste à déplacer l'activité radiologique contenue dans des équipements industriels vers un « exutoire » où le confinement est assuré et garanti dans le temps. Cette approche réduit néanmoins l'objectif industriel de l'A&D à la production de colis de déchets, dans le respect des spécifications imposées par l'exutoire des colis et occulte les conditions dans lesquelles ils sont produits. Pourtant les contraintes opérationnelles de dépose et de mise au gabarit des déchets concentrent l'essentiel des risques, en termes de sûreté, radioprotection, et procédé. Le modèle opérationnel gouverné par la donnée radiologique doit donc intégrer ces 2 dimensions de qualité déchet et sûreté de procédé pour satisfaire aux exigences réglementaires et industrielles, en s'appuyant sur la qualité d'un terme source « en mouvement » tout au long de la chaîne du procédé. **La figure 1 propose ainsi un modèle de représentation du processus complet intégrant les composantes temporelles et les exigences techniques et règlementaires** (Figure 1).



SI : Le Système d'information est l'ensemble des moyens utiles pour gérer les données numériques, les bases de données et les logiciels associés.

Figure 1 : Modèle opérationnel simplifié de la continuité des contraintes s'appuyant sur le cycle de vie de l'installation

Dans cette architecture, la performance de cette « usine à colis de déchets » dépend donc de la qualité radiologique des éléments à retirer, qui constitue **l'information stratégique dans un champ de contraintes variées**. La maîtrise de cette qualité s'acquiert à partir de la collecte et du traitement de données techniques puis de résultats d'analyse. La fin de vie des installations (assainissement, démantèlement et déclassement) est un moment qui nécessite alors l'exploitation des connaissances et savoirs techniques de l'ensemble du cycle de vie pour consolider un inventaire radiologique.

Déterminer la qualité et le volume des informations et données utiles et nécessaires pour les opérations d'A&D devient donc impératif. Ainsi, en fonction du champ de contraintes abordé, pouvant relever de la sûreté, de la radioprotection, du procédé, de la gestion des déchets, et de l'aspect temporel, il vient une nécessaire augmentation de la donnée dans l'axe disciplinaire étudié et l'objectif visé; néanmoins, la manipulation de la donnée, en tant « qu'objet numérique », par de multiples acteurs dans leurs champs de compétences respectifs au sein de l'organisation de l'entreprise peut *in fine* conduire à des incohérences de lecture. Le **système d'information** de l'entreprise est alors le seul garant de la convergence de l'information dans la continuité du procédé et avec le niveau de qualité requis en fonction de l'exploitation qui doit en être faite. Le SI doit donc être aligné sur l'exigence de maîtrise des données radiologiques, avec une structuration des données numériques autour d'un modèle industriel simplifié et agile. Il est organisé pour collecter, traiter et distribuer l'information en respectant l'organisation de l'entreprise et son écosystème selon un alignement stratégique. De plus, la qualité des objets numériques et leur identification doit répondre aux fonctions de distribution dans l'organisation mais aussi dans les différentes applications informatiques.

Ce nécessaire alignement de l'instrumentation du procédé et du management de l'information sous-tendu à un modèle opérationnel de l'A&D nous conduit à focaliser ce premier chapitre sur la « numérisation » des opérations d'A&D ; il est articulé de la façon suivante.

Une première étape dans le domaine de la collecte et du traitement des données radiologiques a consisté à comprendre puis proposer une formalisation mathématique du modèle opérationnel simplifié (figure 1). Cette formalisation est soutenue par un processus de réduction du terme source (fonction de minimisation) qui encadre l'instrumentation du processus.

La hiérarchisation de la qualité des données, matière de base du SI, conduit à favoriser une approche suivant le rapport volume /pertinence. C'est donc sur la structuration des espaces de gestion de l'entreprise que se poursuit le développement, afin de définir le cadre à partir duquel on déclinera 2 cas de travaux de collecte, exploitation et augmentation de la donnée.

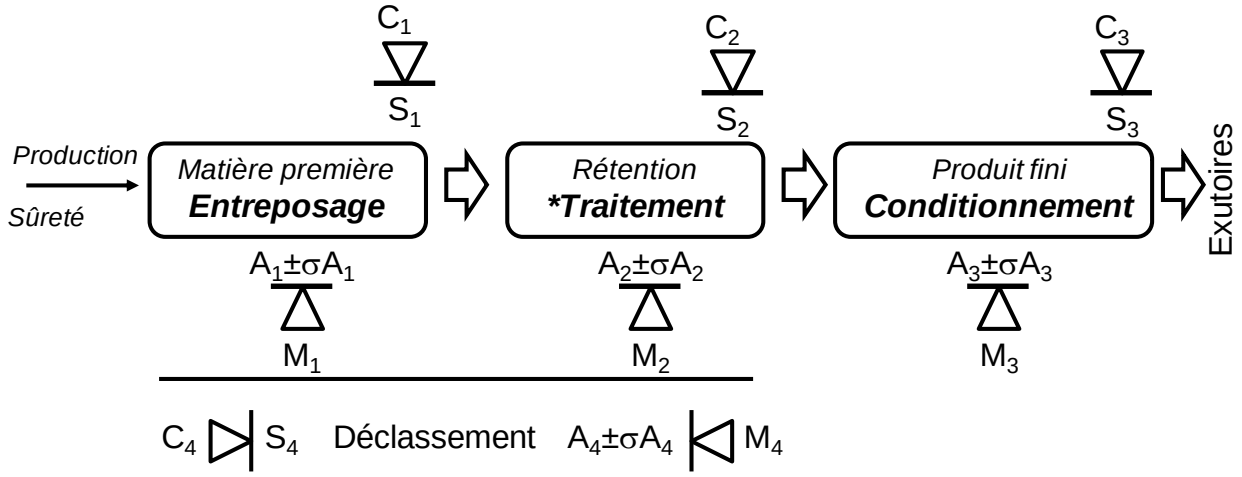
Les deux exemples présentés se distinguent par le caractère des installations ; le premier concerne l'installation Phénix, prototype de Réacteur à Neutrons Rapides (RNR) et le second est une usine de retraitement de combustibles usés. Le premier cas est la représentation de l'augmentation des données par calcul. Le cadre de l'usine de retraitement des combustibles usés est le socle d'un propos sur les nouvelles techniques de cartographies. Des verrous technologiques et scientifiques sont dégagés de ces travaux et introduisent les axes de développement ultérieurs.

1.1 Perspective d'une solution intégrée pour la collecte et le traitement des données techniques

« L'usine à colis de déchets » est un procédé de transformation d'un équipement industriel sans usage et reconnu comme déchet nucléaire en colis de déchets compatibles avec les exigences des exutoires (Agence Nationale de gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA), …). Selon la théorie du génie industriel, le procédé est la méthode à suivre pour la fabrication d'un produit. Le procédé est immatériel et se présente sous la forme d'un texte accompagné de schémas explicatifs formant le livre de procédé. Le livre de procédé contient la description des ingrédients à utiliser, les moyens matériels à prévoir, les opérations à exécuter et les conditions à respecter (Bq, débit de dose (ddd), masse fissile) pour obtenir le produit à fabriquer en quantité et en qualité. Le terme processus désigne deux aspects d'une installation de production, l'un descriptif de l'ensemble des opérations détaillées d'élaboration d'un produit, l'autre matériel (installation proprement dite). Le diagramme d'instrumentation est une représentation des équipements et des instruments (contrôle). Il est construit à partir d'un livre de procédé, puis de la description des processus. Il permet ici la production de déchets nucléaires dans des conditions sûres.

A la différence des sujets de recherche plus académiques, le terrain expérimental est un champ opérationnel. Il s'agit d'opérations d'A&D, dans lesquelles on puise des données et des expériences pour tenter de dégager des modèles sources de savoir et de normalisation. Il s'agit précisément de dégager la distribution et les liens entre les différents points de contrôle de la ligne de production et surtout d'aligner les **spécifications métrologiques** avec les exigences industrielles.

Une proposition de définition simplifiée et originale d'un livre de procédé s'est ainsi dégagée de plusieurs opérations. Elle reprend le concept de « l'usine à colis de déchets », et se présente de la façon suivante. « L'usine à colis de déchets nucléaires » est un procédé de conditionnement dont le cœur est la mise au gabarit physique et radiologique et le tri de différents matériaux. Ce cœur de procédé est alimenté, par exemple, à partir des colis déchets entreposés ou encore des éléments (cuve, boite à gants…) de procédé préalablement déposés. La dernière fonction, l'aval du procédé, est le conditionnement des déchets dans un conteneur définitif. Ceci donne lieu au schéma bloc fonctionnel (Figure 2) ou architecture fonctionnelle idéale.



**Mise au gabarit radiologique et physique et tri*
C_x contrôle, M_x mesure, S_x seuil, A_x activité

Figure 2 : Schéma bloc fonctionnel de traitement des déchets en trois phases _ Ax : activité en Bq, Mx : point de mesure, C1 : point de contrôle, Sx : seuil en Bq)

Le traitement d'un stock de déchets est formalisé par un procédé en trois étapes de « calibration » puis de conditionnement de matières premières. Les conditions à respecter ont pour objet : la qualité produit et la sûreté de production. En proposant cette architecture d'un procédé simplifié augmenté des points d'instrumentation, il est alors possible d'appliquer le livre de procédé générique à l'ensemble des opérations d'A&D quelque soit l'installation.

1. La première étape du procédé est la qualification de l'objet contenant le terme source (l'ingrédient) pour « assurer » son mouvement vers l'unité de traitement. Comme tout procédé de transformation, la qualité de la **matière première** est l'élément déterminant pour le pilotage de systèmes. Par exemple, lorsqu'un composant est repris dans un entreposage, il est nécessaire de qualifier, au sens de la sûreté, la qualité de l'objet pour respecter les contraintes (radioprotection et sous criticité) et valider la compatibilité avec le procédé. Plus encore, pour un fût contenant de la matière fissile (^{235}U,

^{239}Pu, …), il est nécessaire de disposer d'une valeur qualifiée de la masse de matière fissile pour autoriser le « mouvement ».

2. La deuxième étape du procédé est le poste de **préparation pour la mise au gabarit radiologique et physique des déchets**. Ce poste concentre les problèmes liés à la sûreté. Il faut démontrer que le procédé est maitrisé au sens de la sûreté criticité, du confinement et de la radioprotection (holdup).
3. La dernière étape est le confinement des déchets pour la production de l'objet fini : le **produit** du procédé, c'est-à-dire des colis déchets.

Les trois étapes du procédé sont exploitées pour la production de colis de déchets afin de faire décroître le contenu radiologique des installations dans des conditions sûres et efficientes. La performance industrielle étant définie à partir d'indicateurs mesurables et la pratique conduisant à séparer les comportements opérationnels (indicateur mesurables métiers) suivants trois risques : *contamination* (A)*, irradiation (*$\dot{D}$*) et le risque de criticité* (m_f) qui sont les variables de décisions ou contraintes, la conduite opérationnelle devient alors une fonction du temps (t) de minimisation des trois contraintes.

$$f(t) = \min\left\{\dot{D}, A, m_f\right\}, \text{ Équation 1}$$

Avec :

t : temps (projet : jalons, jours)
A : source de contamination qui impose le port de la tenue d'équipement de protection (Bq),
$\dot{D}$: débit de dose absorbée gamma, neutron conséquence de l'accumulation de sources radioactives (Gy/h),
m_f : masse de matière fissile (g).

L'équation peut cependant se réduire au seul terme responsable de l'ensemble des contraintes (débit de dose, contamination, risque de criticité), à savoir **l'activité exprimée en Bq.** Il se dégage une fonction du temps $f(t) = A \text{ avec } A \in [A_0, A_c]$ où A_0 est l'activité évaluée dans la phase d'inventaire et A_c est l'activité cible. C'est l'information élémentaire pour la rédaction du scénario (définition des séquences de réduction du terme source). La dose est la conséquence de l'activité de radionucléides qui par exemple subissent des transitions gamma, les noyaux fissiles sont radioactifs et la source de neutron est la conséquence de fission spontanée ou encore de réaction (α, n). La gestion de la sous criticité durant les opérations de démantèlement est essentiellement assurée par la maitrise de la masse fissile ($A = \lambda.N$, avec A activité en Bq, N nombre de noyaux, λ constante radioactive en s^{-1}). Il s'agit alors d'observer l'évolution du terme source : A, en fonction du temps avec l'objectif de minimiser le niveau de l'activité (Bq), en déterminant le minimum A_c.

$$f(t_{k+1}) < f(t_k) \text{ ou encore } A_{k+1} < A_k \text{ , Équation 2}$$

Les deux stratégies pour l'engagement des travaux qui se dégagent de ce principe dépendent de la qualité des radionucléides. La première consiste à proposer de différer les opérations de démantèlement pour les installations où les radionucléides ont une période radioactive courte [2]. L'application de ce principe est écartée dans le cas de radionucléides dont la période radioactive est supérieure à 30 ans. C'est le cas, par exemple, des équipements des installations du retraitement des combustibles usés [3] pour lequel la seconde stratégie caractérisée par un démantèlement immédiat est souvent retenue afin de réduire la perte les connaissances et savoir faire capitalisés durant la phase d'exploitation.

Le schéma de réduction de ces contraintes (Figure 3) est décomposé en quatre étapes, avec une première étape qui consiste à caractériser par analyse des fonds documentaires ou collecte de savoir auprès des opérateurs, ou à défaut dans le cadre de campagnes d'investigations radiologiques mettant en œuvre des moyens automatisés, les points singuliers préalablement identifiés, afin d'estimer le terme source.

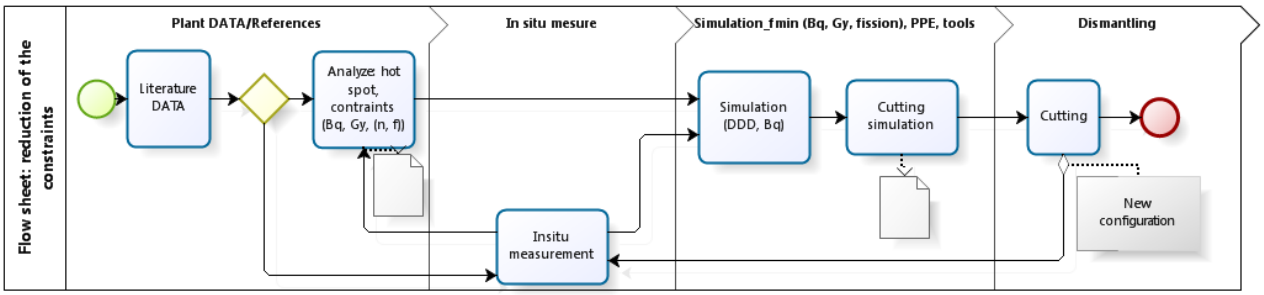


Figure 3 : Schéma simplifié de minimisation des paramètres de contraintes dans le processus d'assainissement démantèlement

Le processus d'optimisation s'appuie ensuite sur une simulation radiologique [4] qui conduit à l'indentification d'un plan de dépose et d'assainissement. Les séquences de dépose peuvent être simulées à partir d'un système de réalité virtuelle [5]. Le plan de dépose, après validation numérique, est ensuite opéré grâce, par exemple, aux moyens télé opérés à disposition de l'opérateur industriel [6]. Enfin après retrait des points de concentration, la scène est caractérisée à l'aide des outils d'investigations similaires à ceux utilisés dans l'étape de caractérisation des points singuliers. Cette boucle itérative est appliquée à la scène jusqu'à atteindre l'état ciblé par l'exploitant nucléaire (A_c). Cette boucle d'optimisation exploite des moyens de simulation à partir des résultats obtenus grâce à l'exploitation des outils de caractérisation. Un référentiel unique est simultanément constitué et organisé autour d'un Système d'Information (SI) [7].

Aujourd'hui, cette démarche méthodologique n'a pas encore été menée intégralement, mais la première phase de caractérisation des points singuliers est réalisée couramment dans son intégralité [8]. Elle s'appuie sur un ou des systèmes d'information et des moyens d'acquisition et de traitement des données issues de techniques d'analyses *in situ*.

Le système d'information et la gestion des données est le premier élément technique exploité pour l'optimisation des opérations d'assainissement et démantèlement. C'est aussi le moyen de dégager des verrous technologiques à partir de l'énoncé des déficits. Il s'agit, dans les paragraphes qui suivent, de valoriser des expériences de taille très variables, en établissant un constat sur la structure, en définissant la qualité des objets manipulés et les méthodes d'animation des collectifs exploitant les données radiologiques.

1.1.1 Un Système d'Information pour l'assainissement et le démantèlement des installations nucléaires

Le déploiement de systèmes d'information, depuis quelques années, est très important et fait partie des programmes d'industrialisation d'activités établies ou innovantes. La forme la plus intéressante est l'avènement de l'industrie 4.0 [9] pour laquelle la numérisation des données est au centre de l'industrie. L'industrie du démantèlement est une industrie récente qui devra s'appuyer sur ces leviers technologiques. Ce travail est en cours et se pose dans un contexte qu'il est intéressant de clarifier pour évaluer les acquis et les forces d'appui nécessaires à des actions de R&D.

Quel système pour l'industrie de l'A&D ? C'est un sujet qui est au centre de la phase d'industrialisation des opérations d'A&D. Le système doit répondre au maintien des conditions d'exploitation et doit être adapté à l'évolution de la configuration des installations induite par les opérations d'A&D.

- Le premier principe est de respecter les moyens déployés en phase d'exploitation afin de maintenir les procédures et moyens en place. Depuis la fin des années 1990, le CEA a ainsi engagé un travail significatif dans le domaine de la traçabilité des colis et des déchets grâce aux bases de données et applications informatiques associées : IDEA [9], CARAÏBES [10], et INFLUVAL [12]. Le déploiement de ces bases de données est motivé par la maitrise du produit fini : le colis de déchets. Le contenu est une réponse structurée et opposable aux « autorités » l'ANDRA et l'ASN.

- Le deuxième principe est de répondre à la fonction d'optimisation de la production dans des conditions sûres ($f(t) = \min\left\{\dot{D}, A, m_f\right\}$, Équation 1). Dès la phase d'assainissement, l'installation devient une source de matière première. L'industrie du déchet est alors déployée. Or, à ce jour, les opérateurs ne disposent pas de moyens pour gérer les données radiologiques sur la file de production. C'est un handicap pour le déploiement de méthodes et moyens de contrôles radiologiques des opérations de démantèlement.

- Enfin, le troisième principe est de considérer les savoirs et savoir-faire non formalisés.

La réduction fonctionnelle du SI à la simple accumulation de données est alors écartée et vient une proposition globale de la collecte à la diffusion des connaissances. Deux exemples de travaux conduits dans le cadre de l'homogénéisation des pratiques et des moyens de gestion de gros volumes de données servent de retour d'expérience dans ce domaine :

- La centrale Phénix est un prototype de Réacteur à Neutron Rapide (RNR) en cours de démantèlement, des travaux de traitement du corpus documentaire d'exploitation ont servi à normaliser les pratiques de traitement de fonds techniques dans la phase préparatoire.

- Le second exemple est une installation de retraitement des combustibles usés. Il se différencie du premier exemple par la qualité du procédé et les conséquences de la distribution des radionucléides dans l'installation. Il s'agit d'un procédé où les radionucléides sont distribués dans les équipements suivant une logique de modules de séparation chimique. La complexité de ces installations est très supérieure au premier cas et le poids de la numérisation devient conséquent.

A partir de ces deux exemples, un ensemble d'enseignements sera dégagé, alimentant ensuite les axes prospectifs pour la définition des ontologies et de la donnée augmentée par calcul et par extension le domaine du Big Data.

1.1.2 Traitement et structuration de fonds documentaires. Vers un modèle global

Il y a peu de situations industrielles où l'exigence de capitalisation de l'histoire d'exploitation, et plus particulièrement des conséquences de l'exploitation sur les caractéristiques techniques du *composant,* est fondamentale et sur des périodes opérationnelle aussi importantes. La « vie » numérique d'une installation nucléaire est un sujet exacerbé par les exigences de l'A&D, or il y a peu de travaux sur le sujet c'est aussi la composante numérique de « l'usine à colis de déchets » ou le moyen d'optimiser le processus de réduction du terme source. Il faut donc poser les bases d'une structure à partir d'une stratégie globale dont l'axe principal est la capacité à capitaliser. L'analyse de différentes solutions a conduit à aligner le système d'information sur des exigences de haut niveau, c'est-à-dire exprimées au niveau de l'entreprise. Le SI d'entreprise est bâti à partir de règles simples : la première est une évaluation de la valeur du contenu sur un *a priori* traduit par un binaire : le document contient ou pas des éléments importants pour l'entreprise. Le versement dans un référentiel est alors assuré. La seconde règle est un découpage de l'espace de gestion sur la base de deux critères : le premier attaché au type d'objet (photographie, plans, …) ou encore lié à un type de métier et le second aux fonctions de l'entreprise (Figure 4).

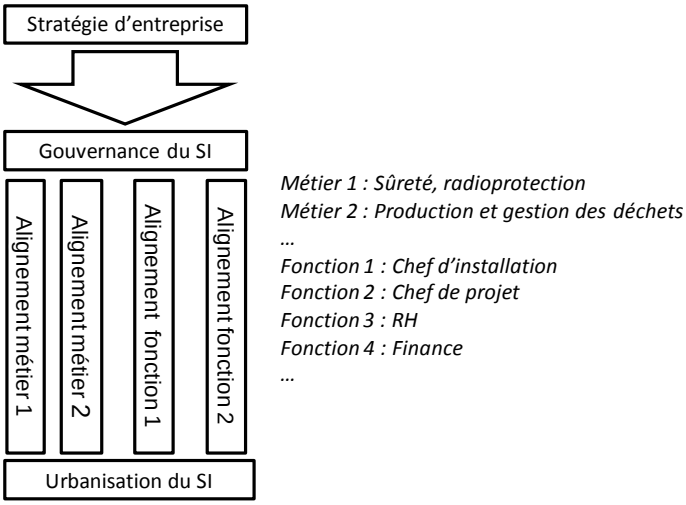


Figure 4 : Schéma d'ensemble d'une stratégie Système d'Information (SI) structuré sur les métiers et les fonctions de l'entreprise [12], et contraint par la stratégie d'entreprise

Ce système a été déployé sur un site nucléaire. Il nécessiterait une description plus détaillée, ce n'est pas le sujet de ce travail. Dans ce bref paragraphe il s'agissait de décrire rapidement la qualité de la structure et présenter les travaux amont aux sujets d'intérêt : **le traitement de corpus documentaires (données) pour l'A&D**.

Sur la base de cette architecture, deux sujets de R&D ont motivé des travaux de collecte et d'organisation de la donnée technique. Le premier est générique, il s'agit de traiter le corpus documentaire pour augmenter la connaissance de l'installation et dégager l'inventaire des points de concentration de l'activité (Bq), le second est utile pour évaluer la qualité et la quantité des radionucléides accumulés au niveau des points singuliers et de manière générale dans l'installation. Ces résultats sont obtenus par calculs [13] puis confimés par le déploiement de techniques de mesure, ces sujets seront abordés dans les chapitres suivants.

1.1.3 Cas d'un réacteur de type Réacteur à Neutron Rapide (RNR). La centrale Phénix

Dans le cas des réacteurs, après retrait du combustible, à l'exception de quelques composants de filtration ou d'équipement de maintenance, les éléments sous flux concentrent l'essentiel du terme source. Le réacteur Phénix de type Réacteur à Neutrons Rapides (RNR) [14] n'est pas un cas singulier, le dimensionnement des équipements et moyens de dépose puis de conditionnement des déchets est imposé par les contraintes des composants présentant une forte irradiation. Ce constat est généralisable à l'ensemble des réacteurs nucléaires où le terme source est la conséquence de l'activation voire de la contamination dans le cas de ruptures de gaines [15].

La définition du terme source s'appuie sur des techniques d'analyse destructives et non destructives et des évaluations par calcul. Les données physiques retraçant le fonctionnement du réacteur et la qualité des matériaux sous flux sont les paramètres d'influence sur la qualité de l'estimation de la répartition et du niveau du terme source. Ainsi, une méthode de traitement des fonds documentaires a été mise au point pour collecter et analyser les données techniques utiles à la caractérisation radiologique des composants, dans la perspective des nouvelles techniques appliquées dans le traitement des gros volumes de données : la datamasse pour l'industrialisation de cette phase avec l'objectif de faire émerger une nouvelle discipline dans l'A&D.

Le volume du corpus d'exploitation du réacteur Phénix est conséquent. Il est composé de 200 000 documents [papiers], 230 000 plans [papier et fichiers]. Face au volume du corpus, le travail de tri du fonds papier a été écarté. La totalité du fonds papiers a été numérisée puis triée, l'objet numérique étant plus agile pour le travail collaboratif. Pour cela, une « usine de numérisation » a été mise au point (Figure 5).

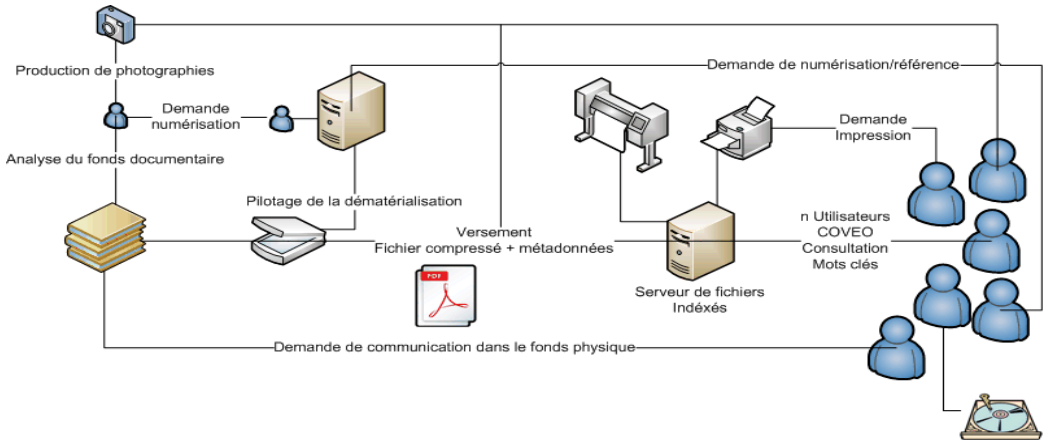


Figure 5 : Schéma de principe de l'usine à dématérialiser et consulter les fonds documentaires déployée dans le cadre de la gestion du corpus de la centrale Phénix

Le fonds documentaire après numérisation est indexé. Ce point technique est la première étape pour répondre aux organisations étendues des entreprises actuelles. Le résultat de la numérisation ou objet électronique fut, à tort, dans un premier temps traité comme un objet physique en classant les flux de données numériques dans des placards électroniques : les répertoires ou arborescence. L'arborescence est un index (localisation) que l'on perd s'il n'est pas associé au fichier or le propre d'un fichier électronique est la capacité de copie et de modification. Le clonage (copie) des fichiers impose donc d'encapsuler des données dans les données, il s'agit des **métadonnées**.

La définition des métadonnées est fondamentale. Elle est érigée au rang des données nucléaires sans lesquelles les travaux scientifiques sont vains particulièrement pour les simulations numériques. Elle s'appuie sur le DublinCore [16] et des mots clés issus d'ontologies métiers de l'A&D. Le corpus documentaire est donc bâti à partir des fichiers électroniques augmentés de métadonnées dont la singularité est de s'attacher à répondre aux attentes des métiers de l'A&D. Une méthode de collecte et de traitement des données a donc été établie. Elle s'appuie sur une structuration et un enrichissement des données. Cet acte concentre le travail

de transfert des données de l'exploitation vers les équipes d'A&D. Il ne dénature pas le fonds ni la structure et pérennise les contenus et valorise le savoir et le savoir faire acquis dans la phase d'exploitation. Elle est une opération unique sur ce type de réacteur.

L'opération de valorisation des fonds documentaires de la centrale de Phénix a permis de clarifier la méthode et la qualité des opérations de transfert des fonds d'un métier d'exploitant vers l'A&D. Le premier constat touche au verrou sémantique, il a été mis en évidence la nécessité de travailler sur la qualité des **ontologies** des métiers de l'A&D pour augmenter les moyens de traiter la pertinence des fonds et plus généralement d'informatiser le traitement des données. Les ontologies sont établies par les experts. L'élaboration des ontologies n'est pas un exercice de traitement de la connaissance de l'expert mais un travail de définition admis par l'ensemble des acteurs de l'A&D [17]. Les premiers traitements du corpus documentaire ont donc été utiles pour identifier les experts qui sont les forces de validation des données techniques et scientifiques et les acteurs capables de consolider les ontologies. Des outils de bibliométrie ont été détournés pour vérifier la pertinence des index par la cartographie des experts dans des domaines qui concernent la caractérisation radiologique.

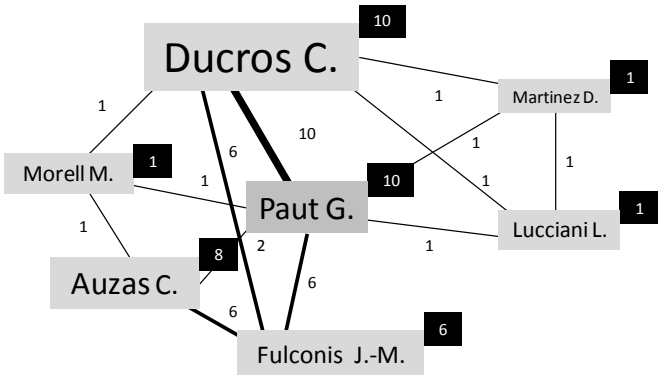


Figure 6 : Exemple d'une carte issue d'un traitement bibliométrique : liste d'experts en inventaire radiologique dans la phase d'exploitation. En exposant le nombre de documents dans le domaine de la maitrise radiologique, le chiffre sur le lien est le nombre de notes techniques co rédigés

Les échanges avec les experts sont les chemins les plus courts pour consolider des opérations d'indexation des fonds et pour l'élaboration des ontologies. La validation de la pertinence des fonds débute par l'inventaire de leur production. Il s'agit alors d'une opération de validation - valorisation. Ce point est important car il favorise la contribution indispensable des experts utile à l'enrichissement des espaces de gestion des données par la numérisation des corpus. Puis il est nécessaire d'animer un collectif pour assurer la consolidation des corpus et la validation des ontologies.

Une analyse de l'état de l'art et des travaux conduits dans ce domaine a permis d'engager un travail de mémoire CNAM [18] sur la conceptualisation puis la formalisation d'ontologies. Face à la complexité du domaine et à la nécessité de répondre systématiquement à l'élaboration de gestes sûrs, les travaux ont été consacrés et réalisés pour assurer une amélioration des pratiques de radioprotection. L'usine de Mélox a été retenue pour sa complexité et les équipes de l'IRSN en charge des inspections ont accueilli l'élève. Les modélisations des échanges et des prescriptions émises par les inspecteurs ont été valorisées pour aboutir à une méthode d'évaluation qui s'appuie sur des cartes mentales. Ces travaux vont être repris dans le cadre de nouvelles études sur la définition d'un outil de conception et de réalisation d'ontologies.

Ainsi, ces travaux de collecte et de modélisation des espaces de connaissances ont été l'occasion de dégager des axes de R&D à partir d'un résultat technique probant et unique dans le domaine de la gestion des données et des savoir faire en A&D. Ce résultat est bâti à partir d'un fonds de 250000 objets numériques, d'une méthode d'enrichissement de métadonnées, d'une structure du SI de haut niveau et de principes contributifs des experts. A ce stade un projet de R&D a été engagé qui porte le nom de Remind. Le contenu et les orientations des travaux seront présentés dans le volet prospectif à la fin de ce chapitre.

Après les travaux de collecte et de traitement des données techniques vient la présentation d'une démarche d'enrichissement des données par calcul. Elle concerne, la maitrise du terme source dans la phase amont de la préparation de l'A&D. Pour cela, les sources de contamination sont claires et décomposées en deux espaces distincts : la conséquence de l'activation et de la contamination. L'estimation du terme source sous flux est réalisée par calcul. La qualité des résultats de calcul, utile à bâtir le scénario de retrait des composants sous flux, dépend de la maitrise des données qui caractérisent les cycles et de la maitrise de la qualité des matériaux. Un processus de traitement caractérisé par des données d'entrée (Input) et un produit (Output) synthétise les exigences (Figure 7).

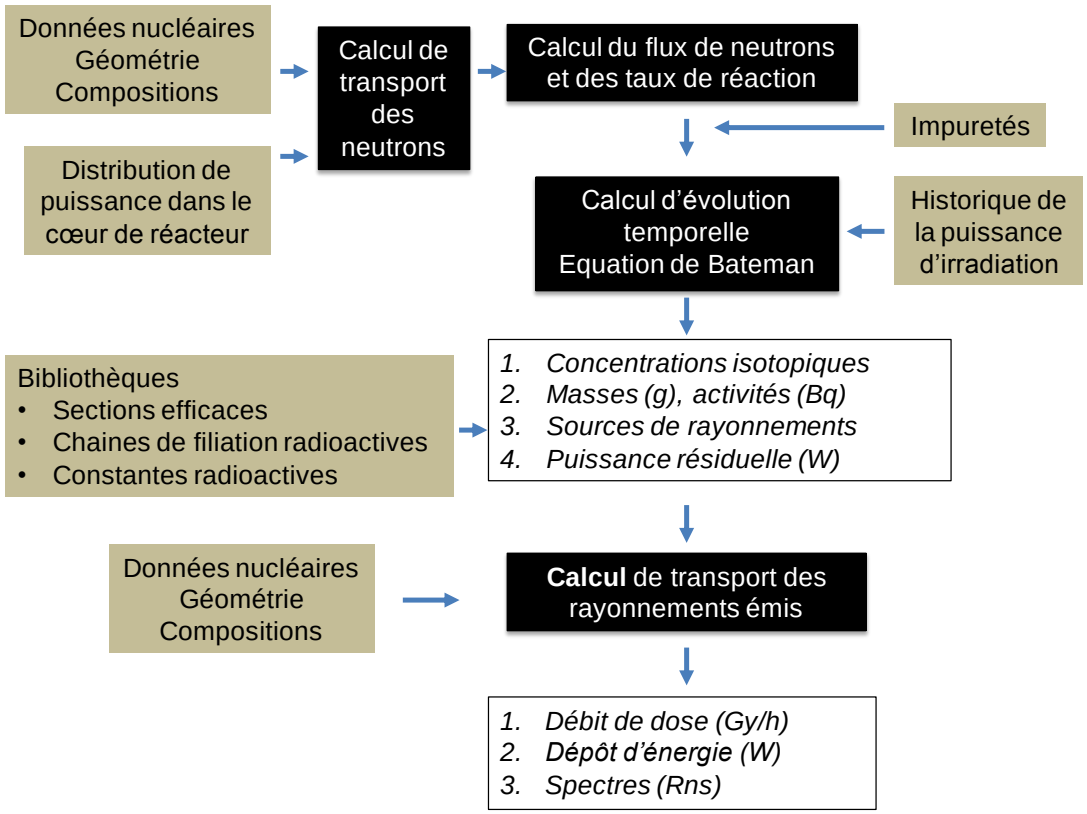


Figure 7 : Schéma de calcul de principe dans des études d'ingénierie dédiées au démantèlement et à la gestion des déchets nucléaires

Ce schéma met en évidence l'influence de la qualité des informations de la phase d'exploitation, particulièrement lorsqu'il s'agit de faire des estimations de teneur de noyaux pénalisants pour la gestion des déchets, comme le ^{36}Cl dont la teneur est limitée à 5 Bq/g dans les colis de déchets stockés en surface. Pour les composants sous flux, le scénario de démantèlement d'un réacteur est systématiquement abordé suivant une décomposition en deux sous ensembles délimités par la catégorisation des déchets : FMAVC et FMAVL. La cuve et les équipements du réacteur Phénix ne font pas exception. Par exemple, une partie des protections latérales neutroniques sera conditionnée puis évacuée vers l'ANDRA. Ces composants sous flux ont été identifiés grâce à l'analyse des données techniques couplées à des calculs [19].

Les calculs sont assurés pour évaluer deux types de radionucléides (sous ensembles). Les premiers sont les radionucléides pénalisants pour la sûreté et le second sont les radiotraceurs. L'estimation de chaque radioélément est dépendante d'un mode commun, le flux et d'un paramètre de qualité des matériaux. Le flux dépend de la position du composant considéré dans le cœur et de la maitrise des cartes de flux. Il dépend de la qualité des plans, du formulaire de calcul et de la qualité des hypothèses retenues pour les calculs. Le résultat de numérisation et la mise en place de modalités de gestion ont permis de consolider et corriger des estimations réalisées en 2005.

On montre que la qualité des données est le paramètre de sensibilité, en particulier la teneur en impureté dans les aciers. Ce constat est utile pour consolider la maitrise des données techniques des composants sous flux. Une teneur de 0,2% en cobalt a été retenue pour les aciers du sommier, du faux sommier et du support de faux sommier. Cette teneur est une hypothèse car la teneur en cobalt de l'acier 316 (Z6CND1812) n'était pas une donnée exigée auprès du fournisseur. Le retour d'expérience des calculs d'activation pour des réacteurs construits à la même époque montrent que le cobalt est présent à raison de 0,15 à 0,17%. Cet exemple rend palpable la nécessaire définition des ontologies et leur portée. La définition d'une nuance d'acier dépend du domaine traité. Le concept associée à cette donnée a un poids décisionnel, la teneur en impureté n'a pas le même sens qu'il s'agisse de traiter la conception des composants d'un réacteur et la conséquence de l'irradiation de ce composant. Cet exemple est la démonstration nécessaire pour une approche globale de l'équipement dans le cadre de l'émergence d'une nouvelle industrie de l'A&D.

Le manque de définitions communes a donc des conséquences directes dans l'évaluation d'un terme source. Deux schémas de calcul ont été exploités. Des écarts significatifs ont été relevés, en particulier sur l'activité du ^{60}Co. La qualité des données n'est pas remise en cause, cependant la base de données unique a permis de reprendre ces estimations et de converger sur les valeurs des produits d'activation et la configuration du cœur. Le recalage des valeurs des radiotraceurs est actuellement en cours. Il s'appuie sur des résultats de mesure nucléaire *in situ*. Les premiers résultats sur des composants extraits du cœur ne sont pas concluants. Une étude d'un relevé dans le cœur est en cours. Il s'agit de mesurer la valeur d'un courant à l'aide d'une chaine de spectrométrie gamma haut flux.
L'efficacité d'une approche globale de la gestion des données et des connaissances est confirmée par cet exemple. Les enseignements sont riches. On retiendra que la complexité des opérations d'A&D est due, pour partie, à la mauvaise maitrise du terme source. Premier responsable de cette complexité, le SI et les méthodes de gestion qui sont le reflet de la rupture industrielle entre les différentes phases du cycle de vie de l'installation. Les travaux engagés par l'équipe d'ingénierie de l'information du CEA Marcoule sont des éléments utiles à organiser la continuité grâce à une solution originale pour assurer la mutation du support papier vers le support numérique. C'est une solution de transfert des savoirs et savoir faire portés par les opérateurs, vers un support totalement numérique. Il s'opère dans cette transition une valorisation des contenus tout en conservant les repères impératifs pour l'animation de la numérisation des savoirs. L'expert est alors au centre d'un modèle. Il valide la pertinence de la double fonction de transfert qui se traduit par la numérisation de fonds documentaires et la mise en place de la deuxième phase du cycle de vie de l'installation par la valorisation des données capitalisées. L'ontologie est alors la dernière clé pour la propagation des données dans l'éco système en charge des opérations d'A&D.

Un point mis en évidence par ces travaux, est la limite du système unique. La tentation d'engager une intégration des données d'exploitation dans une base de données unique est grande. Elle est probablement la conséquence de la « google-isation » de la donnée, ou plus clairement énoncé, il s'agit de trouver des données de qualité sans effort ni connaissance. Elle conduit à la perte de la structure et donc à la perte de données. La base de données unique dénature le cycle de vie des données et impose une vision globale qui n'est pas à ce jour le modèle qui se dégage des différents travaux. La donnée technique est la prolongation de savoirs et de savoir faire et instrumente la capitalisation. L'alternative à ce modèle unique a conduit au traitement des données d'exploitation en respectant la structure d'origine et les identifiants. Il représente un ensemble de données intègres dont la structure est une richesse à part entière au même titre que l'organigramme des équipes d'exploitation qui portent les métiers.

1.1.4 Cas d'installation de traitement de combustibles usés. L'Atelier Pilote de Marcoule (APM)

Dans le cas d'une installation de traitement de combustibles usés, le terme source présente une complexité singulière. Le procédé est étendu, il est composé d'un grand nombre d'équipements dont les caractéristiques techniques et radiologiques sont très variées. C'est le propre d'un procédé de séparation chimique. Le zonage marqué par constitution pour un réacteur n'est plus aussi tranché, constat renforcé pour les installations pilotes comme l'Atelier Pilote de Marcoule (APM), dans laquelle de nombreux procédés ont été mis au point. Ainsi, il est évident que l'industrialisation ou encore l'instrumentation des procédés d'A&D présentent une sensibilité accrue à la connaissance et au savoir faire capitalisés dans la phase de conception et d'exploitation de l'installation. Elle est beaucoup plus marquée que dans le cas d'un réacteur nucléaire.

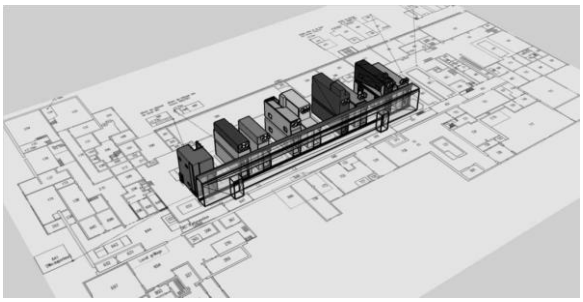


Figure 8 : Croquis d'implantation de cellules Haute Activité (HA) sur le plan de masse de l'installation Atelier Pilote de Marcoule (APM)

Pour les installations de génie chimique du cycle du combustible, le management de la connaissance et les contenus techniques sont des éléments importants dans l'ensemble des phases du démantèlement de l'installation. Si la formalisation de méthodes et d'outils qui assurent la continuité des données d'exploitation enrichies dans la phase de numérisation est suffisante pour un réacteur, les travaux conduits dans le cadre du soutien aux opérations de démantèlement de l'APM ont mis en évidence la nécessité de produire de **nouveaux objets composites numériques**. L'objet composite est un objet numérique qui est le résultat d'une agrégation sur un même support de sources diversifiées tant sur la forme que sur le contenu. Il ressort que l'objet support [composite] le plus naturel est la carte. La carte concentre des « strates » de données techniques sur un même support.

La notion de cartographie, empruntée aux géographes [20], est l'objet numérique manipulé dans la phase d'exploitation d'une installation nucléaire pour faire état de la qualité radiologique de l'installation. Elle répond aux demandes de maitrise du terme

source par la localisation et l'évaluation du niveau des nuisances (Bq, Gy). Chaque point de concentration porte une valeur de l'activité et la qualité des radionucléides. L'assainissement et le démantèlement des installations nucléaires synchronisés à la démocratisation des supports numériques en 3D ont accéléré le développement et l'exploitation d'outils et de méthodes pour le tracé de cartes. La carte devient alors l'objet métier vecteur des échanges entre les **différents acteurs industriels** et le moyen de suivre la configuration radiologique de l'installation. Les travaux de formalisation de ce constat s'intègre dans une démarche globale qui a conduit à un travail de mémoire dans le cadre d'un diplôme du CNAM [21]. La conclusion de ces travaux a mis en évidence la nécessité de définir la qualité des liens entre les ontologies métiers et la carte, car l'ontologie est subordonnée à un métier, parfois nouveau, et impose la qualité des données à spatialiser.

La carte ou représentation spatiale est l'objet figuratif manipulé pour l'information puis la résolution de problèmes complexes évolutifs (circulation routière, pollution, …) et c'est aussi le support le plus agile pour la conduite de travaux collaboratifs. Il s'agit alors de définir pour chaque métier les paramètres techniques d'intérêt de l'équipement de la cellule ou du bâtiment. Plus précisément, il s'agit de faire l'inventaire des données techniques pour déployer dans des conditions sûres des lignes de production des colis de déchets. C'est un sujet de recherche à part entière qui pourra s'appuyer sur les nombreuses méthodes de convergence de données techniques sur un support unique guidé par la définition d'ontologies des métiers de l'A&D. Sur ce sujet il est intéressant d'observer les travaux réalisés suite à l'accident en mars 2011 au Japon [22]. Les travaux collaboratifs concernent la collecte de données radiologiques grâce à la mise à disposition de compteurs Geiger Muller mais aussi le traitement de données. Ces deux initiatives ont conduit à des cartes résultats de l'agrégation de plusieurs sources de données [23].

Sans résoudre complètement l'élaboration collaborative des supports cartographiques, ces questions ont été à l'initiative de travaux conduits dès 2003 dans le cadre de la rédaction du scénario de dépose des équipements des cellules Hautes Activité (HA) de L'APM. La finalité est de disposer de représentations graphiques de répartition du terme source dans des équipements de génie chimique.

L'estimation du terme source est bornée par les limites physiques des locaux puis il est réparti dans les équipements. Le terme source est retenu par les équipements, par les volumes morts de liquides contenus dans les cuves et réseaux de tuyauteries et par les contaminations qui sont la conséquence des opérations de maintenance, voire des déchets accumulés dans la cellule. Le nombre et la diversité de la qualité des points singuliers, rarement rencontrés dans le cas des réacteurs, à l'exception des circuits de filtration, modifient le traitement des données. La dispersion et la nature de la contamination supposent un support qui décrit les éléments de procédé.

Les travaux de collecte des données techniques, dans la phase d'inventaire amont, ont été coordonnés par une équipe mixte, exploitant nucléaire, équipe d'investigation, et équipe de recherche comprenant un expert en mesure nucléaire afin de dégager les modalités de traitement des données dans la perspective de la conception et de la mise en œuvre de techniques de mesure *in situ* et des lignes de production des colis de déchets nucléaires. Cette équipe a établi des ontologies orientées sur les opérations d'A&D. Par exemple, le spectre type habituellement limité à l'inventaire des radionucléides imposés par l'ANDRA est étendu à l'ensemble des radionucléides pour répondre aux contraintes dictées par la sûreté et la performance industrielle en général. La notion d'investigation radiologique est aussi définie à partir de la finalité des opérations d'A&D qui, rappelons-le, est l'ensemble des opérations de réduction du terme source contenu dans une installation nucléaire dans des conditions sûres. C'est une extension des premiers travaux de traitement et structuration des données radiologiques réalisés pour l'A&D de la centrale Phénix. Le travail de collecte et de traitement de données radiologiques bénéficie des métiers de l'exploitation comme dans le cas Phénix mais il est complété par les métiers du démantèlement au premier rang duquel l'investigation radiologique.

D'abord regroupées sous formes d'une base de données unique [25], les données sont présentées sous forme d'un objet 3D. L'objet composite est tracé à partir de deux sources issues d'abord de l'analyse des fonds documentaires et indexés, puis à partir d'un constat de l'état du système (installation). L'originalité de ce travail est le couplage de l'ensemble des méthodes de collecte et de traitement ainsi que l'utilisation d'une solution de tracé simplifié (Google sketchup) sur laquelle sont identifiés les équipements de la cellule HA (filtre, Figure 9).

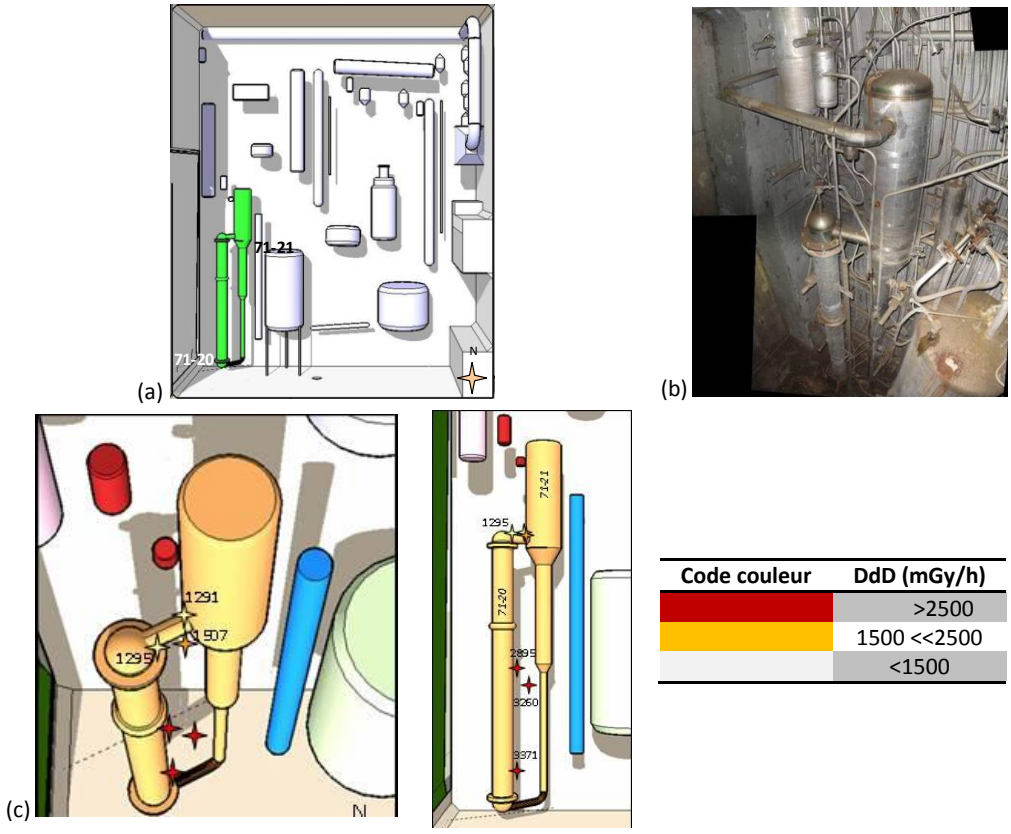


Figure 9 : Première ligne à gauche modèle 3D de composants d'une cellule Haute Activité (HA) d'un procédé de concentration de Produit de Fission (PF) (a), à droite la photographie d'équipements (Vert, a) dans la phase d'inventaire (b). Seconde ligne, niveaux de débits de dose absorbée relevés sur les deux équipements d'intérêt (Vert, a) (c).

Ces travaux ont contribué à la standardisation des moyens et des méthodes de collecte, de traitement et de gestion des données techniques à partir d'une clarification des objectifs s'exprimant sous les 2 formes précitées, une carte comme support et l'inventaire des points singuliers. Ces travaux ont aussi contribué à la structuration de la démarche pour l'obtention d'une pertinence des données (volume et qualité).

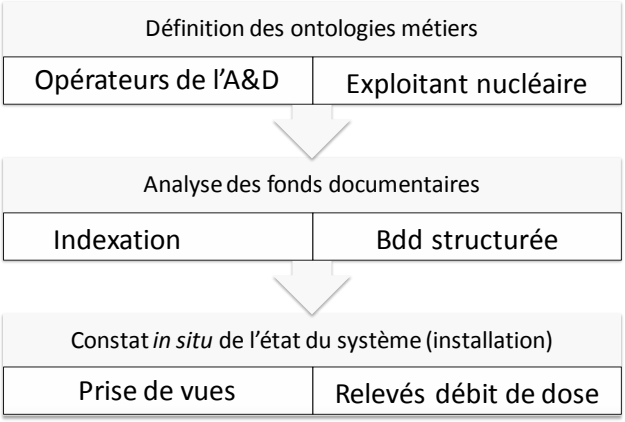


Figure 10 : Une séquence de traitement et de collecte de données radiologiques et techniques d'une scène en préparation d'A&D

Les opérateurs des investigations radiologiques disposent de cartes ou modèles 3D pour agréger les résultats des acquisitions et du traitement des données techniques et de serveurs de fichiers indexés. Néanmoins, on observe qu'aucune technologie n'émerge tant pour le tracé des modèles 3D que pour la gestion des données techniques d'une installation. Les travaux de structuration des données techniques sont peu nombreux. Ils aboutissent, le plus souvent, à des recommandations de gestion d'archives inadaptées

à la taille des fonds à manipuler (exemple d'un inventaire réalisé en 2008 sur un site nucléaires en démantèlement, 10 millions de fichiers accessibles d'un poste de travail) dans un contexte d'émergence d'une industrie nouvelle.

Les axes de recherche et développement sont donc nombreux et touchent au tracé de cartographies complexes mais surtout, ils doivent permettre de développer des outils de traitement d'informations techniques, pour l'aide à la définition du **procédé**, des **processus** et plus particulièrement dans ce document, du **diagramme d'instrumentation**. Ces trois termes sont usuellement dénommés, **scénario**.

1.2 Axes prospectifs. Du Big Data à la donnée radiologique augmentée

Les travaux cités précédemment montrent l'intérêt et la nécessité d'études complémentaires pour améliorer la gestion des données techniques pour sécuriser les **scénarios** d'A&D en assurant l'exhaustivité, la fiabilité et l'exploitation efficace de ces données. L'objectif est la mise en œuvre de méthodes et de systèmes de gestion et de traitement des données adaptés aux objectifs d'industrialisation de l'A&D. La réflexion s'articule alors autour de la mise en place de modèles (ontologie métier, pratiques,…) afin de définir puis développer les outils permettant de structurer la connaissance et l'enrichir pour lui donner du sens afin de l'analyser au mieux. Il s'agit de définir un modèle de la connaissance du domaine (ontologie), ici assainissement et démantèlement, qui va servir de support à un système (commun) d'indexation de ressources, de recherche d'information, et d'augmentation des données par calcul pour soutenir un processus décisionnel.

Une chaîne de traitement des ressources documentaires liées à l'A&D est proposée, dont les différentes phases, numérotées de 1 à 4 ci-après, permettent de structurer une décomposition de sujets de recherche. La première phase (1) concerne la définition d'un modèle de connaissance du domaine. Il s'agit, à partir d'interviews d'experts et/ou d'analyse de textes de recenser les concepts du domaine, les organiser, les structurer puis de formaliser ce modèle sous la forme d'une **ontologie**. Cette étape peut être en partie assistée par des techniques d'analyse automatique de textes (2). En effet, les méthodes de TALN (traitement automatique de la langue naturelle) peuvent permettre d'extraire des entités nommées dans les textes et d'enrichir le modèle de connaissance. Ce module (2) est également utilisé pour l'indexation semi-automatique des ressources textuelles (3). Enfin, une fois les ressources indexées (un ensemble de concepts étant associé à chaque ressource de façon à caractériser au mieux le contenu de la ressource), un moteur de recherche d'information (4) peut exploiter la base d'index pour en extraire les ressources pertinentes dans un contexte donné (requête utilisateur), les organiser en fonction de leur pertinence (mesures sémantiques) et les présenter de façon synthétiques (visualisation).

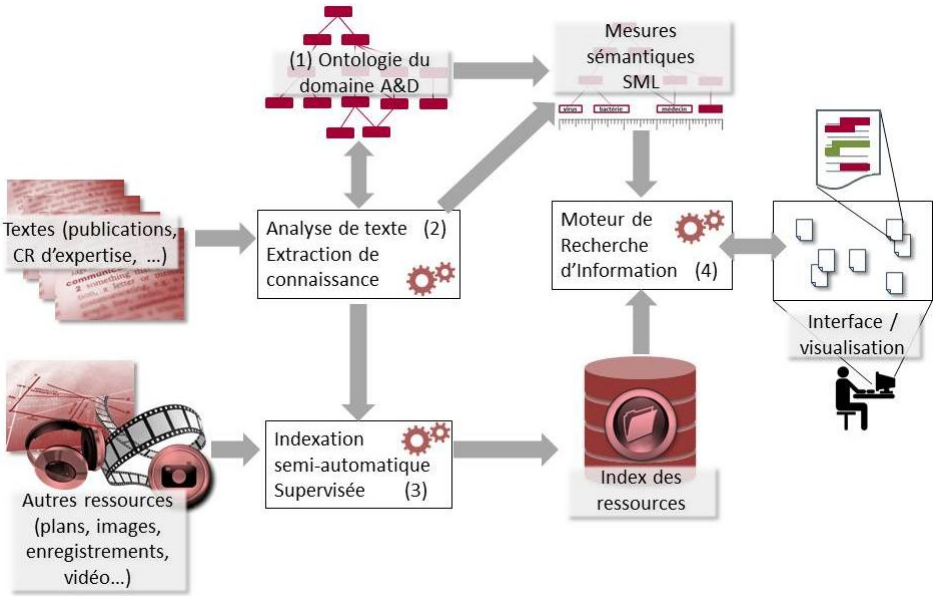


Figure 11 : Architecture générale de l'environnement de valorisation et d'exploitation des ressources liées à l'A&D

Ce travail se fixe pour objectif de concevoir et de mettre à disposition des parties prenantes d'un projet d'A&D une méthode outillée et opérationnelle pour la description, l'analyse et l'aide au pilotage de projets d'A&D appliqués à différents types d'INB en fin de vie.

La nature à la fois complexe et contrainte de l'industrialisation de l'A&D impose une vision systémique qui nécessite de croiser, d'une part, l'Ingénierie Système (IS), d'autre part la Modélisation d'Entreprise (ME). De fait, il faudra après les études, décliner de manière informatique l'analyse systémique pour pouvoir l'utiliser et la mettre en œuvre concrètement sur le terrain.

1.2.1 Une approche opérationnelle, l'aide à la définition du diagramme d'instrumentation

Cette méthode inclut le développement d'outils de modélisation puis d'analyse de projets d'A&D en situation opérationnelle qui seront, à terme, intégrés dans un progiciel (ensemble d'applicatifs reliés à une base de données unique et interopérables avec les systèmes d'information des entreprises parties prenantes).

Un cas d'application finalisé permettra de valider la méthode et le progiciel *in situ*. A titre expérimental, la méthode intégrera en particulier des techniques et des moyens pour l'élaboration du **diagramme d'instrumentation**. Ce diagramme est utile et nécessaire pour collecter et traiter les données pour la gestion de la production de colis déchets dans des conditions sûres (Figure 2). Pour formaliser les différents éléments qui forment la méthode attendue, le travail se décompose comme suit :

- **Collecter les besoins, contraintes, documents de référence des parties prenantes** et la description d'un système d'information d'entreprise et soutenir la mise en œuvre des processus de valorisation et d'exploitation des ressources liées à l'A&D.
- **Définir les concepts nécessaires et les relations entre ces concepts nécessaires pour l'A&D**, à s'assurer de leur cohérence et de leur pertinence, de leur caractère mobilisable via des langages de modélisation, d'analyse, de simulation, qu'il faut alors spécifier. *Le résultat* est un méta modèle de l'A&D et des Langages nécessaires pour pouvoir, selon les besoins, décrire, concevoir et piloter toute opération d'A&D. Ce méta modèle qui est une prolongation du modèle simplifié décrit dans ce chapitre (Figure 2) permettra d'établir la base de données nécessaire, première composante du progiciel. Il permettra aussi de spécifier les syntaxes abstraites puis concrètes et la sémantique opérationnelle des langages permettant de manipuler ces concepts et relations. Ce travail est donc la base conceptuelle de la mise en œuvre opérationnelle de la méthode sur un exemple de projet d'A&D. En particulier, il permettra de dégager le diagramme d'instrumentation.
- **Définir une démarche opératoire** qui prendra ici la forme d'un ensemble de procédés, processus, diagrammes d'instrumentation et de ressources. Le but est de pouvoir décrire et adapter selon le type ou la nature de l'INB cible, puis piloter au moyen d'indicateurs à définir le déploiement de ces procédés, processus, d'allocations de ressources à des cas particuliers d'opérations d'A&D. Le résultat de cette phase est composé de modèles de référence, de processus de contraintes, et des processus de fabrication. Il est donc la base méthodologique de la méthode attendue. De fait, la base sémantique et la structure fonctionnelle sont utiles et nécessaires pour faire le lien entre la notion de système avec l'Ingénierie Système (IS), la notion d'organisation d'entreprise avec la Modélisation d'Entreprise, les besoins des experts de l'A&D et toutes les parties prenantes d'un projet d'A&D.
- **Développer l'outillage informatique** qui est le support de la démarche opératoire, i.e. un outil qui implémente cette démarche et guide les utilisateurs. La base de données unique initiée est instrumentée d'applicatifs. Le progiciel ainsi défini est intégré dans le SI de l'entreprise ou de l'installation et s'appuie ici sur le diagramme d'instrumentation qui rassemble des indicateurs mesurables ou vérifiables.

Le développement du progiciel, à partir d'un cas d'application ou terrain expérimental, se nourrit de la richesse des fonds documentaires et des savoir-faire de l'entreprise. Ce terrain est un champ expérimental mais aussi un terrain opérationnel.

Ce terrain opérationnel apporte d'abord une vision horizontale de l'entreprise propriétaire de l'installation étendue horizontalement pour agréger l'ensemble des parties prenantes. L'approche systémique impose une vision globale, autrement dit elle impose l'alignement de la méthode de valorisation des contenus techniques avec l'objectif industriel de l'A&D, la définition d'un scénario, à partir d'un méta modèle.

Ce sujet de travail principal proposé dans le domaine de la valorisation de la connaissance à partir d'un système de démantèlement, pour global qu'il soit, n'exclut pas le traitement de sujets élémentaires (au sens des sous systèmes) ou thématiques, en particulier, la modélisation des processus de l'entreprise, l'augmentation des données par calcul ou encore la production de documents opposables par méthodes inspirées du BigData.

1.2.2 La gestion des données techniques dans une entreprise étendue

L'amélioration de l'investigation documentaire, prend la forme d'outils d'extraction, de recherche et d'analyse et de filtrage des informations pour livrer à l'**expert** des corpus documentaires techniques pertinents. Face à ce besoin, deux axes de travail sont

envisagés 1) la modélisation des processus de production documentaire ou plus largement de la connaissance, 2) la conception d'un « système d'information étendu ». Ces deux propositions s'appuient sur la modélisation d'un processus central, celui de la production, du partage et la diffusion de la connaissance alignée sur le métier de l'A&D.

Le métier est au centre de la gestion de la donnée, ce qui constitue un changement de paradigme dans un système de propriété de la donnée qui en général reproduit le cloisonnement de l'organigramme ; or la connaissance, quelque soit sa forme, est utile et nécessaire pour l'ensemble des parties prenantes de l'industrie de l'A&D. Chaque équipe (élément d'organisation) doit donc décloisonner la connaissance (partage). Le **métier de l'A&D** est alors porteur de la transformation des modes de production, d'échange et de diffusion de la donnée technique.

Les organisations et processus d'entreprise associés, durant le cycle de vie d'une installation, sont nombreux et seuls des rôles régaliens sont pérennes, chef d'installation, ingénieur responsable de la sûreté…

Dans la phase d'exploitation, l'organigramme (métiers) et les notes de fonctionnement permettent alors d'analyser puis modéliser les processus de production de contenus écrits, puis d'identifier les experts techniques. L'exercice d'analyse de l'entreprise dans la phase d'exploitation est donc un préambule à la modélisation du processus central de la gestion de la connaissance.

Dans la phase de démantèlement, le caractère étendu de l'entreprise, ne facilite pas l'homogénéisation des pratiques d'exploitation ou la formalisation de la connaissance [25]. Pour réduire la dispersion de l'information, qui rend délicate l'accès aux contenus techniques, l'étude d'un « SI étendu » unique est impérative (Figure 12). Hajer KEFI l'exprime sous une forme explicite : *l'entreprise étendue se caractérise par une externalisation d'activités et par le développement de partenariats. Les technologies de l'information et de la communication (TIC) fournissent le support de ces processus et participent à ce titre à la construction d'avantages compétitifs durables pour l'entreprise.*

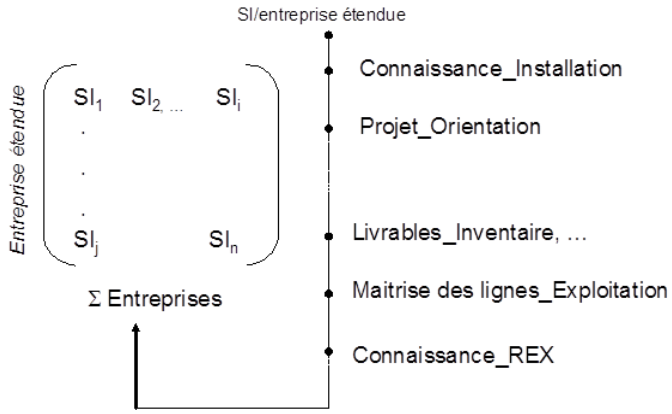


Figure 12 : Schéma simplifié des systèmes d'information de l'entreprise étendue dédiés à un site nucléaire en A&D

L'industrie de l'A&D ne dispose pas d'un « agrégateur » des données techniques. Elles sont distribuées dans un « SI étendu » reproduction des organisations dont le lien, au sens d'interconnection des systèmes, est essentiellement porté par le mail. Pourtant, le SI est le moyen de réaliser la collecte et la valorisation des connaissances et des savoir-faire dans ce contexte récent de l'entreprise étendue. Il s'agit alors d'agréger l'ensemble des formes de connaissances dans un système qui répond aux pratiques de chaque entreprise pour l'objectif unique du démantèlement en s'appuyant sur les définitions ontologiques des métiers.

Le contenu du corpus technique n'est pas associé à un thésaurus. On conçoit donc que l'analyse de la structure documentaire (organigramme) et les modalités de production (processus), puissent être les premiers éléments pour l'étude d'une méthode de traitement de corpus documentaire et de connaissance en général : observation renforcée par l'originalité du corpus documentaire essentiel constitué de publications techniques et de savoir faire. Ce corpus est issu de la phase d'exploitation et il sera utilisé pour documenter un métier de l'A&D en cours de maturation. Il faut alors organiser le lien entre les deux phases de vie de l'installation (Figure 1), sous forme d'un **langage unifié** à l'image du langage de programmation pour les projets de développement informatique.

La collecte permet alors de réunir des experts autour d'espaces numériques, éléments du système d'information, pour réaliser l'exercice de définition d'ontologies. Les travaux de **définition des ontologies** sont alors alignés sur deux objectifs, le développe-

ment d'une structure qui s'appuie sur la maitrise des risques industriels et l'augmentation du rapport : pertinence/volume des données techniques.

Grâce aux ontologies, l'identification des fonds à contenu technique est accélérée et tend vers des corpus complets et validés. L'expert est le gestionnaire de cette donnée technique. Il vient alors un niveau d'exigence et de pertinence de la donnée. Consolider la qualité de la structure et de la méthode de validation des données élémentaires a ouvert un nouveau domaine voire une nouvelle discipline, le calcul (simulation) pour l'A&D.

1.2.3 Augmentation des données par calcul ou robots de calcul

Le produit de l'industrie de l'A&D le mieux maitrisé est le colis de déchets. Il est encadré par une règlementation précise et une gestion centralisée qui clarifient les moyens de collecte et de gestion de la donnée radiologique. Le cadre réglementaire a d'ailleurs été intégré dans le modèle général du procédé d'A&D (Figure 1) proposé dans l'introduction de ce chapitre. Il existe une carte d'identité radiologique normalisée pour les colis de déchets que l'on peut associer à la ligne de production généralisée (Figure 2). Elle répond aux exigences formulées par l'ANDRA et la conduite des procédés de l'A&D (Figure 3). C'est donc l'objet retenu pour engager des recherches sur les robots de calcul pour la consolidation ou l'augmentation des données radiologiques.

Les déchets vitrifiés présentent des teneurs en produits de fission élevées et maitrisées. Il existe des informations précises sur les teneurs en produits de fission et la méthode de fabrication garantie l'homogénéité de la matrice. Le calcul du débit de dose absorbée à partir des données radiologiques a été une étape de démonstration simple d'un couplage base de données / code de calcul. Cette architecture simplifiée constitue un socle de la robotisation des calculs pour l'industrie de l'assainissement démantèlement. On montre qu'au-delà des ontologies métiers, de nouvelles exigences de fichiers structurés sont mises en évidence. Ces fichiers définis à partir de deux éléments clés, le spectre type et la teneur en activité du colis, offrent des perspectives de mathématisation de la maitrise du produit. Le premier axe de travail concerne l'évolution des radionucléides dans le temps. Il s'agit alors de coupler les formulaires développés par le CEA Darwin-Pepin puis plus récemment les codes de calcul Mendel avec le contenu des bases de données. Ce projet appelé IpodRad est engagé. La première étape est d'assurer le couplage de CARAÏBES avec MENDEL. Le résultat est une estimation de l'évolution du spectre type dans le temps. C'est aussi le moyen de définir la qualité des équilibre des filiations radioactives pour juger de l'interprétation de techniques d'analyse, sujet sensible par exemple pour l'interprétation de résultats en spectrométrie gamma pour l'uranium par exemple.

Le premier axe de développement est l'industrialisation de solutions scientifiques. Le protocole « machine to machine » est la première étape technologique à franchir afin de dégager une architecture informatique pertinente entre des bases de données structurées et un cluster de calcul. Ce travail de généralisation de lien entre le fichier structuré et les « outils » de calcul servira de socle pour les étapes suivantes dont on distingue deux axes. Le premier est la définition de formulaires de calcul alignés sur les performances industrielles de réduction de terme source et le second est le développement de solutions embarquées pour la conduite de procédés, synonyme de la montée en puissance de l'instrumentation.

La numérisation, par le couplage données techniques formulaire de calcul, des chaines de production est une voie actuellement explorée pour la gestion des déchets, avec la possibilité de l'élargir en intégrant la totalité de la chaine de production : de la dépose des composants au conditionnement des déchets. Les données radiologiques caractéristiques d'une cellule HA ou THA (Très Haute Activité) relevées ou estimées sont riches. Un sujet de recherche consiste à coupler les données calculées ou relevées à des codes de calcul pour estimer le niveau de contamination des points de rétention.

Les moyens de calcul sont exploités essentiellement pour le dimensionnement des moyens de caractérisation radiologique et évaluer les conséquences des points de concentration de la radioactivité sur les opérateurs (ALARA) ou les équipements (durcissement). La modélisation puis la simulation repose sur des moyens de calcul d'évaluation des performances opératoires suite au retrait des points de concentration. On ne dispose pas de moyen intégral de la « source sur pied » au colis. Ce système suppose l'intégration des données techniques dynamiques (gestion de la configuration) couplée à l'optimisation des moyens de caractérisation. Le résultat du couplage de ces moyens est une boucle d'optimisation et d'évaluation, un outil d'aide à la décision ou d'optimisation (Figure 3).

La définition d'un formulaire de calcul utile à l'évaluation de la qualité radiologique d'une installation est un premier travail. En effet, selon les principes qui prévalent actuellement en neutronique ou en radioprotection, il apparaît utile de proposer la constitution d'un formulaire dans le domaine de l'assainissement/démantèlement. Un formulaire est un ensemble cohérent associant pour une application donnée : des codes de simulation (APOLLO2 ou ERANOS pour la physique des cœurs en réacteurs thermique ou

rapide, TRIPOLI4 pour la propagation des rayonnements, PEPIN2/MENDEL/CESAR pour le calcul des paramètres du cycle,…), des bibliothèques de données nucléaires (JEFF3.1.1,…), des schémas de calcul spécifiques et des recommandations d'utilisation, des incertitudes associées aux paramètres d'intérêt. La méthodologie qui encadre la mise au point des formulaires ainsi que l'estimation des biais est décrite à travers le processus VVQI (Vérification, Validation, Quantification des Incertitudes). Le processus VVQI permet de faire la démonstration la plus complète des choix et performances du formulaire, de réduire le coût de démonstration et d'approbation réglementaire, … La constitution de ce formulaire pourra s'appuyer sur les principaux autres formulaires déjà mis au point : REL-2005 pour le calcul réacteurs des REP, NARVAL pour les cœurs de la Propulsion Navale, DARWIN pour le cycle du combustible, CRISTAL-V2 pour la sûreté-criticité,…

Le formulaire à mettre en place permettra de déterminer l'ensemble des paramètres permettant la caractérisation d'un objet : bilan matière, activité, puissance résiduelle, émission neutronique, sources, débit de dose, voire criticité suivant les cas. En complément, le calcul de ce terme source prévisionnel permettra le suivi du cycle de vie de la matière (calculs à différentes dates) et apporte une cohérence d'ensemble au sein de l'entreprise par l'utilisation d'outils et de données nucléaires communs.

Le formulaire s'appuiera, dans un premier temps, sur les premiers résultats obtenus sur la centrale Phénix dans la cadre d'une étude de caractérisation des déchets. Ces travaux ont été conduits pour l'évaluation du terme source conséquence de l'activation d'une partie des composants sous flux. Un axe de travail consiste à définir à partir des données techniques du fonctionnement du réacteur et de la qualité des matériaux un résultat sous la forme des moyens de caractérisation et la consolidation de l'acceptation des colis par l'exutoire en observant le respect du transport des colis. Les résultats de calculs ont dans ce cas une aide au pilotage de l'opération de reprise des composants sous flux neutronique. Le résultat sera étendu à l'ensemble des composants sous flux neutronique sur l'ensemble de la ligne de production, du retrait du composant au transport vers l'exutoire.

D'autres applications de caractérisation déjà menées (calculs d'activation et de dose pour le bâtiment ITER, caractérisation des assemblages des réacteurs expérimentaux du CEA – ORPHEE, OSIRIS,…- en vue de leur retraitement sur l'usine de La Hague), pourront également être exploitées pour la constitution de ce formulaire.

Le cas précédent pourra ensuite être complété/complexifié par l'étude des scènes (cellules, cuve de réacteur, …) composées de plusieurs sources résultats de transfert de contamination. Ce type de configuration est couramment rencontré dans les usines de retraitement de combustibles usés ou sur le circuit primaire des réacteurs.

Parmi les enjeux associés à ce développement de formulaire, deux axes de travail seront à étudier :

- La possibilité, à partir de la mesure expérimentale d'une distribution spatiale de points de concentration, de remonter à l'estimation globale du terme source (méthodes géostatistiques, méthodes inverses)
- La propagation des incertitudes dues aux données nucléaires dans les calculs couplés déterministes/stochastiques (tel l'enchaînement de code APOLLO2/TRIPOLI4 pour un calcul de débit de dose déporté par exemple), et l'identification des données nucléaires d'importance pour la problématique du démantèlement (sections efficaces d'activation…). Dans ce cadre, le retour des comparaisons calculs (formulaire) / mesures sera précieux.

Le nombre de capteurs devrait croître, croissance imposée par l'avidité des capacités de traitement et l'accessibilité des données offerte par la structuration du SI ou encore la lecture facilitée par les cartes, éléments figuratifs explicites. Ce développement est concomitant au développement de l'automatisation voire la robotisation des opérations en milieux hostiles dont l'autonomie opérationnelle dépend de la capacité de calcul embarqué. Il vient alors un nouvel axe de développement et de recherche dans le domaine du progiciel embarqué.

1.2.4 Le Big Data au service de la gestion de risque

Le projet consiste à proposer une solution de traitement de gros volumes d'informations, pour une utilisation dans le contexte d'A&D d'une installation nucléaire. Cette solution est orientée en considérant que l'acte industriel est réduit ou concentré dans la gestion de risques industriels. La finalité du projet est de disposer d'un système global de maitrise des risques qui s'appuie sur des moyens de reconstitution d'un historique d'une installation pour alimenter un processus ou formalisation d'une fonction d'estimation du risque dans l'ensemble des étapes du cycle de vie de l'installation et plus particulièrement dans les phases d'assainissement démantèlement.

Le couplage entre l'état de l'installation et le corpus des documents techniques (numériques) est opéré grâce à l'ensemble des moyens développés dans le cadre du projet. Des méthodes de traitement des corpus après indexation des experts de pièces tech-

niques sont aussi les moyens d'augmenter la lisibilité des contenus et donc de favoriser l'interopérabilité des systèmes et des opérateurs améliorant ainsi la maitrise des risques.

Il est admis que la valeur numérique des fonds est sous estimée et donc écartée de la performance technique et économique. L'exploitation optimale des bases documentaires présente des enjeux critiques. Les experts de l'A&D estiment qu'au moins 30% des coûts de démantèlement sont liés à des retards et des accidents correspondant à des situations imprévues. Ces imprévus remettent en cause les plannings d'intervention, ils forcent parfois à revoir les éléments de sûreté et de sécurité. Dans le pire des cas, ils génèrent des incidents et des accidents pouvant mettre la sécurité des opérateurs en jeu. Pourtant, en analysant les situations *a posteriori*, l'immense majorité de ces imprévus était documentée. L'identification de signaux faibles dans une grande masse de données est la définition la plus courante du Big Data: nous sommes donc en plein cœur de cette problématique. Les nombreuses spécificités liées à la nature des documents à traiter rendent le défi particulièrement intéressant du point de vue de la recherche tandis que les enjeux sécuritaires et financiers présentent un intérêt industriel majeur. Derrière la capacité à analyser ces documents et assister les acteurs du chantier se profile un outil permettant de systématiser le démantèlement en garantissant un niveau de sécurité amélioré.

L'horizon du projet permettra de prototyper ce programme sur le démantèlement d'une installation. La collaboration qui a été envisagée suit une logique d'utilité et de transposition pionnière des technologies développées sur le web au démantèlement des installations nucléaires.

Bâti la plupart du temps sur des gestes métiers issus de la phase d'exploitation, l'état de l'art du démantèlement réside aujourd'hui dans la constitution d'équipes d'experts qui analysent les documents, identifient les risques principaux, conçoivent et valident les solutions techniques : procédés, équipements et instrumentation. Les résultats attendus de l'utilisation des technologies sur les documents (au sens large dès lors que du texte est inclus ; plans, notes, consignes…) sont :

- proposer des outils de recherche d'information intégrant les spécificités requises pour faire face au problème du démantèlement,
- en mode non-supervisé classifier et détecter les dangers, par exemple en application des technologies d'analyse des « sentiments » sur le world wide web.

Outre la masse de données, une autre difficulté réside dans la nature et la structure des documents : les spécificités des documents à traiter sont multiples et nous avons retenu 3 axes principaux.

1. L'organisation des documents présente une structure temporelle forte. Chaque incident ou rapport de sécurité peut induire des modifications dans la structure de l'installation : certains documents deviennent ainsi obsolètes tandis que des informations clés ne sont pas présentes dans les documents d'origine décrivant l'installation. Pour chaque requête de l'utilisateur du système, il sera donc nécessaire de proposer un axe d'analyse temporel répertoriant les résultats pertinents par chronologie.
2. L'organisation spatiale: lors du démantèlement, les éléments sont répartis par zones. La phase de découpage est une des premières étapes et elle est cruciale. Il est nécessaire de maitriser l'organisation spatiale des composants ainsi que les interactions entre composants. Cette structuration géographique doit être intégrée dès le début de la conception du système d'information.
3. Le dernier axe s'intéresse à la détection de la notion de danger dans les documents. La plupart des recherches documentaires viseront à palier des dangers potentiels, des risques concernant les différents composants ou des attaques sur les systèmes de sécurités. Il est nécessaire de comprendre quelles expressions sont discriminantes pour cibler directement les documents les plus pertinents.

Enfin, il sera nécessaire de se pencher sur la personnalisation de l'accès à l'information. Nous avons identifié différents acteurs susceptibles d'utiliser l'outil développé: tout d'abord le responsable du démantèlement qui coordonnera le chantier mais aussi les différents experts appelés en renfort sur leurs thématiques respectives. La composante thématique, justement, est essentielle: chaque utilisateur attend des réponses pertinentes pour son domaine d'expertise. Mais la personnalisation va plus loin : les documents sont souvent structurés et certains passages sont particulièrement pertinents (ex. la seconde page des rapports sur le risque amiante). Plutôt que de saisir à la main les préférences de chacun, l'idée est d'exploiter les retours (implicites et explicites) des utilisateurs pour affiner leur profil (e.g. comprendre les spécificités de la seconde page des rapports amiantes en termes de distribution de mots et être capable de faire remonter ces résultats en réponse aux requêtes de cet utilisateur en particulier).

Les verrous sont donc triples: la volumétrie, la structuration et la personnalisation de l'accès à l'information. Du point de vue technique et scientifique, le premier verrou est transversal: la volumétrie importante demandera des implémentations spécifiques pour chaque solution étudiée. La parallélisation des algorithmes sera étudiée dès le début de la réflexion. Le second objectif technique est de concevoir un détecteur de danger pertinent. Il s'agira non seulement de repérer les marqueurs de dangers mais aussi d'apprendre les structures discriminantes qui intéressent particulièrement les utilisateurs : gageons que les descriptions de risques sont omniprésentes dans un rapport de sécurité, il sera nécessaire d'apprendre de l'expert les parties qui l'intéressent particulièrement. Enfin, le dernier objectif technique concerne la réalisation d'un système de recherche d'information qui exploite la structure des documents et qui s'adapte à ses usagers.

Du point de vue scientifique, nous proposons de transposer notre expérience en détection de sentiments sur la problématique du danger en prenant en compte l'aspect Big Data de l'application. Ce type de détecteur n'a, à notre connaissance jamais été étudié: il s'agit d'un domaine de recherche à ouvrir. Les perspectives applicatives dépassent évidemment le cadre de ce projet, la modélisation du risque dans du texte pouvant être utile par exemple dans les domaines de l'assurance, de l'économie…

Le second objectif concerne la création d'un moteur de recherche d'information structurée personnalisé et actif. Ces dernières années, de nombreuses entreprises se sont créées autour des services de recherche d'informations dans le cadre industriel (comme Exalead en France par exemple) et certains outils avancés proposent des modules de personnalisation (e.g. http://www.heystaks.com). Cependant, le défi auquel nous faisons face ici est plus important : les informations sont structurées et le besoin de personnalisation particulièrement poussé. Afin de faire face à la masse de données, nous envisageons un système de RI classique associé à de nombreux algorithmes de re-ranking permettant de personnaliser les résultats. Les profils seront évolutifs au fil du temps pour s'adapter d'une part, aux besoins de l'utilisateur, et d'autre part, à la variabilité des documents pertinents.

1.3 Une synthèse

La définition d'un modèle de procédé simplifié de l'A&D instrumenté (optimisé) par une fonction de réduction du terme source est le moyen choisi pour structurer l'industrialisation des opérations par une solution qui s'appuie sur la numérisation des processus. Ce modèle comporte trois étapes :

1. l'entreposage (entrepôt de pièces détachées),
2. le traitement (A&D),
3. la production de colis et la libération de site ou du bâtiment.

La proposition de ce procédé simplifié est novatrice, c'est un formalisme utile pour engager la normalisation fonctionnelle puis la standardisation des équipements (processus) pour les opérations d'A&D. Ce schéma clarifie aussi le champ de contraintes et offre une vision fonctionnelle sûre intégrant la maitrise des risques.

La sûreté des procédés est le verrou scientifique et technique le plus contraignant. Cet objet est porté par une boucle rétroactive de réduction des contraintes paramétrée (sous la forme simplifiée) à partir du terme : activité (Bq). Ce terme est la donnée nécessaire et suffisante pour la production de colis de déchets de façon sûre.

Le déficit de nos sens est compensé par la maitrise de données numériques. Le Système d'Information (SI) a été identifié comme un élément stratégique des chaines de production des colis de déchets et du déclassement des installations.

Déployer un SI global à partir d'une démarche d'alignement stratégique des fonctions de l'entreprise (Figure 1) garantit l'intégration de tous les acteurs avec le respect des rôles et fonctions de l'entreprise étendue. C'est la garantie d'un transfert culturel et technique, vecteur impératif pour asseoir une politique de R&D dans le domaine de l'industrie récente de l'A&D qui se nourrit de l'histoire d'un équipement industriel [INB], autrement dit de la richesse multidimensionnelle du contexte industriel : organisation, savoir faire... Ainsi la structuration des instruments informationnels s'appuie sur les ontologies métiers, point de départ de la compréhension de l'industrie de l'A&D. C'est pour cela que les différents travaux de collecte des données techniques ont d'abord été exploités pour identifier les experts (sachant) et donc les équipes en capacité de définir des ontologies. L'identification a été produite à l'aide d'outils de bibliométrie sur le corpus documentaire technique de l'installation. Le volume du corpus documentaire a été traité et structuré en respectant l'histoire industrielle (capitalisation) tout en l'inscrivant dans les exigences de la dernière phase du cycle de vie : le déclassement. L'industrie de l'A&D encadrée par la loi Transparence et Sécurité Nucléaire est une opportunité pour le déploiement de techniques de collecte et de traitement des corpus documentaires. La clarification des contraintes imposée par la boucle rétroactive proposée et le prolongement du traitement des savoirs et savoir faire pour la conception de nouvelles installations motivent le développement des techniques de collecte et de traitement des données.

Les notions de partage et diffusion de l'information doivent conduire, à l'image des bases de données nucléaires, à une normalisation des données scientifiques et techniques descriptives de l'installation nucléaire. C'est un résultat de la définition des **ontologies métiers**.

Les deux cas présentés dans ce chapitre tentent de démontrer la nécessaire continuité de la structure des données. Plus encore, ils ouvrent les perspectives d'un non segmentation des espaces d'échanges et au-delà du Web 2.0 en clarifiant la connexion des différentes strates numériques pour tendre vers l'industrie 4.0. Les développements et déploiements réalisés ont été motivés par une structuration de la composante informationnelle de l'installation. Elle vise à proposer une amélioration de la « **sûreté collaborative »**. La sûreté des procédés et leurs performances sont donc posées sur un SI alimenté par les données « historiques » des capteurs et augmentée par des simulations.

Les résultats partiels présentés sur le réacteur Phénix, montrent que l'augmentation des données par simulation est la première exploitation de données du SI. Ces travaux nous engagent à développer une première plateforme de couplage « données/codes » et doit aboutir à une normalisation d'exploitation des codes et formulaires de calcul, voire au développement de nouveaux codes.

Les travaux prospectifs sont envisagés à partir de la structuration des données. La structuration débute par la définition d'ontologie qui constitue l'élément de définition, au sens de la pertinence, des contenus bibliographiques techniques. C'est un moyen de définition mais aussi une phase de travail où les experts sont identifiés et cartographiés. Cette carte est ensuite le point de départ de la structuration des moyens de gestion, par exemple la détermination de valeur des documents. Cette échelle, nous l'avons constaté dans les travaux précédents, n'existe pas. La qualité de la donnée technique est ensuite propagée dans les équipes pour la définition des opérations d'A&D mais aussi ouvre des perspectives dans le domaine de l'augmentation de la valeur par calcul.

La simulation numérique est le parent pauvre de l'A&D. Deux axes de travail sont engagés, le premier est l'exploitation des codes de calcul qui ont permis de définir la qualité des cœurs de réacteurs par exemple, ou de définir les composants utiles pour la radioprotection. Le second est l'exploitation de techniques de mathématiques inverses pour consolider l'évaluation du terme source.

Enfin, dans le domaine de la sémantique, la définition d'un champ d'application pour le Big Data prend ici la forme de traitement documentaire pour la production de documents opposables adressés à une autorité.

L'ensemble de ces sujets relèvent de projets de recherche en collaboration avec des équipes externes dans le cadre d'appels à projets.

La démarche de consolidation ou l'enrichissement des données techniques passe aussi par le déploiement de techniques d'analyse. Le capteur alimente le SI. L'analyse des trois phases du procédé a mis en évidence la concentration des instruments d'analyse sur l'objet fini : le colis de déchets, héritage de la phase d'exploitation. Il s'agit de propager les exigences de l'exutoire, à contre courant de la file de production, et de définir les techniques d'analyse à déployer dans les entrepôts de pièces ou de colis puis dans les processus de traitement : c'est l'objet des chapitres suivants.

Chapitre 2 Les systèmes de caractérisation radiologique *in situ* pour la réalisation de l'inventaire radiologique amont

Les opérations d'inventaire radiologique en milieu contraint (sévère) sont principalement réalisées dans la phase de préparation de mise à l'arrêt définitif afin de constituer, après l'analyse des données techniques de la phase d'exploitation, un corpus de données radiologiques consolidées dites « données d'entrée » pour les études d'assainissement et de démantèlement (Figure 1).

Il existe des installations pour lesquelles la qualité et la quantité des données radiologiques collectées ou calculées dans la phase d'inventaire et d'analyse bibliographique n'est pas suffisante ou nécessite une consolidation (Figure 3). A partir de ce constat de déficit de connaissances, un besoin est exprimé (Tableau 1).

Besoins	Type installation Cycle du combustible	Radionucléides (radio traceurs)
Mesure de gros composants [in situ] _ Inventaire amont	Amont du combustible enrichissement, réacteur (GV, cuve …), usine de retraitement des combustibles usés, colis anciens.	**Uranium, produits de fission, produits d'activation, plutonium et actinides mineurs**
Mesure de facteur de décontamination [in situ], de pièces élémentaires _ Suivi de procédé	Enrichissement, usine de retraitement des combustibles usés, réacteur (GV …), usine de fabrication de combustibles.	**Uranium, produits de fission, produit d'activation, plutonium et actinides mineurs**
Instrumentation de la ligne de production des colis de déchets et déclassement de l'installation	**Amont du combustible, enrichissement, réacteur, usine de retraitement des combustibles usés, colis anciens**	**Radionucléides pénalisants pour la sûreté.**

Tableau 1 : Un inventaire des besoins de caractérisation radiologique dans la phase d'inventaire et de suivi de production de l'industrie de l'assainissement démantèlement

La définition, la conception puis la mise en œuvre de méthodes d'analyse *in situ* sont réalisées à partir d'un énoncé industriel du besoin, il s'agit de définir la qualité de l'ingrédient [matière première] du futur procédé de traitement puis de conditionnement (Figure 2) de « l'usine à colis de déchets ». Le développement de systèmes de caractérisation est donc orienté par la caractérisation radiologique de l'ingrédient manipulée dans le procédé d'A&D puis la qualification du contexte industriel au sens de la sûreté. Cette méthode présente l'avantage de piloter la recherche et le développement à partir du champ d'application opérationnel. Les axes de recherche sont donc alignés sur le modèle d'optimisation du procédé générique de l'A&D (Figure 2).

Le choix de traiter la caractérisation radiologique *in situ* des gros composants permet de ne pas réduire la synthèse de mes travaux à la présentation de techniques d'analyse mais de proposer la description des **solutions** de caractérisation radiologiques. Elles sont le résultat de méthodes combinées dont la difficulté est concentrée dans le calcul de la fonction de rendement de l'instrument et l'évaluation de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt.

Le premier sujet présenté est donc consacré à une technique d'étalonnage simplifiée élaborée dans le cadre du développement d'un équipement pour la mesure de bas niveau. Ce travail a été réalisé dans le cadre de la rédaction de mon mémoire d'ingénieur Conservatoire National des Arts et Métiers (CNAM) [26]. Cette technique d'étalonnage est ensuite appliquée à la caractérisation radiologique de composants de deux installations distinctes du cycle du combustible : l'usine Georges Besse I où l'uranium était enrichi par diffusion gazeuse et un réacteur de recherche [28] [28].

La Reprise de Colis de Déchets anciens (RCD) stockés sur les sites nucléaires est un sujet majeur pour la réduction du terme source des installations. Les colis sont entreposés dans des configurations contraignantes pour la mise en œuvre de systèmes de mesure *in situ*, offrant ainsi un autre cas d'intérêt pour la présentation des méthodes de caractérisation radiologique *in situ* de gros composants.

Une étude sur le site de Marcoule où sont entreposés des colis en fosse conclut la présentation des cas d'application retenus pour ce paragraphe [29]. Les résultats des travaux sont ensuite mis en perspective afin de dégager des sujets de R&D, regroupés dans le chapitre 5.

2.1 Présentation de la caractérisation radiologique *in situ* de gros composants

Dans la cadre des études du démantèlement, la cuve d'un réacteur nucléaire est un composant d'intérêt lorsqu'on aborde l'évaluation du terme source. Durant la phase d'exploitation (Figure 1), il n'y a pas de système pour évaluer le terme source résultat de l'activation car en fonctionnement et en maintenance, le design des bâtiments et des moyens techniques a pour fonction de protéger les exploitants du débit de fluence gamma. L'activité due à l'activation n'est pas une contrainte d'exploitation, elle n'est donc pas évaluée. A l'image de la cuve d'un réacteur, certains composants des installations nucléaires sont des composants de taille conséquente et leur caractérisation radiologique est impérative pour engager les études d'A&D.

Pour ce type de composant, la définition des méthodes de caractérisation radiologique est un sujet de R&D d'intérêt pour deux raisons essentielles : **le fort débit de fluence gamma et la difficulté de mise en œuvre des techniques engendrée par le contexte opérationnel**.

Dans le cycle du combustible, l'installation qui représente le mieux le gigantisme est l'usine Georges Besse I (GBI). L'enrichissement de l'uranium est assuré par diffusion gazeuse dont les barrières sont placées dans des équipements chaudronnés de plusieurs dizaines de mètres. L'usine GBI a été arrêtée en juin 2012 et des campagnes de caractérisation radiologique ont été réalisées dans le cadre des inventaires amont. Si la caractérisation des diffuseurs se déroule en air dans un niveau très peu contraignant du point de vue de la radioprotection, la caractérisation des composants sous flux d'un réacteur en fin de vie se réalisent sous eau. L'eau est une protection biologique efficace mais une contrainte opérationnelle évidente pour la mise en place d'instrumentation nucléaire. Ces deux développements différenciés par les modes et la qualité de la contamination, sont représentatifs des travaux conduits dans le cadre de la caractérisation radiologique de gros composants.

2.1.1 Une technique d'analyse universelle : La spectrométrie gamma *in situ*

Globalement les techniques de caractérisation radiologique *in situ* ont été développées pour la maitrise de la sûreté, la radioprotection et la gestion des déchets et répondent donc à la fonction de minimisation proposée pour la modélisation de l'A&D ($f(t) = \min\left\{\dot{D}, A, m_f\right\}$, Équation 1). Cependant, la mesure *in situ* dans l'industrie nucléaire a d'abord été motivée par la nécessité de caractérisation des colis de déchets puis se généralise à partir de l'avènement des pratiques de spectrométrie gamma de terrain [31]. Cette technique d'analyse *in situ* est en effet une opportunité pour l'amélioration de la maitrise du terme source contenu dans les installations en fonctionnement et en maintenance. Les travaux les plus remarquables sont ceux conduits pour la compréhension des transferts de la contamination dans le circuit primaire des Réacteur à Eau Pressurisée (REP) [31] [31]. Ces travaux de caractérisation radiologique des gros composants d'un (REP) ont été motivés par la volonté, justifiée, de réduire la dosimétrie des opérateurs dans les phases de maintenance, voire lors des changements des Générateurs de Vapeurs (GV).

L'autre domaine, où la mesure *in situ* a connu un développement significatif, est celui des contrôles de matières nucléaires ou « safe guards », animé essentiellement en Europe par l'association European Safeguards Research & Development Association (ESARDA, [32]). A l'image de la caractérisation des composants pour l'A&D, les mesures sont réalisées sur des composants de formes variables et *in situ*, configurations qui nécessitent de qualifier des méthodes d'acquisition et de traitement des données sans étalonnage préalable. L'adaptation des matériels à la mesure *in situ* franchie (taille du deawer, qualité du câble, …), l'étalonnage de l'instrument devient donc le sujet principal. Deux méthodes de traitement des spectres gamma sont couramment utilisées. La première est l'analyse relative pour la détermination de l'enrichissement de l'uranium ou encore l'isotopie du plutonium et la seconde quantitative, est dite absolue. Cette dernière passe par la détermination du rendement global de détection pour déterminer l'activité A(Bq) pour chaque raie d'énergie E.

$$A(E) = \frac{N(E)}{\epsilon(E).t.\Gamma(E)}, \text{ Équation 3}$$

Avec : N(E) la surface nette du pic d'énergie E, t le temps actif de comptage (s), $\varepsilon(E)$ le rendement de détection global (nombre de coups dans le pic d'énergie E par gamma émis dans l'objet), et $\Gamma(E)$ intensité d'émission de la raie, (en gamma émis par désintégration de la transition gamma d'énergie E, %).

L'étalonnage en rendement global de détection relatif appliqué en laboratoire qui consiste à utiliser des sources étalons de forme et de matériaux identiques à la source inconnue est difficilement applicable *in situ* pour des composants de grandes tailles et de formes complexes. Une méthode d'étalonnage numérique est alors appliquée. Elle exploite alors de gros calculateurs pour réaliser les bases de données de courbes de rendement [26]. La capacité de calcul des ordinateurs et la demande croissante de caractérisation *in situ* poussée par les opérations d'A&D [34] et par la caractérisation des sols suite à l'accident de Technorbyl ont motivé une recherche industrielle sur ces systèmes. Ma contribution s'est ainsi concentrée dans l'établissement de techniques de tracé de courbes d'étalonnage pour le traitement absolu et sur le développement

de solutions industrielles pour la caractérisation radiologique de gros composants. Les méthodes de traitement des spectres gamma sont aujourd'hui industrialisées tel que le système In-Situ Object Counting System de Canberra [34].

2.1.2 La méthode d'étalonnage numérique. Le tracé de la courbe de rendement

A ce stade, il faut différencier les différentes approches de tracé de la courbe d'étalonnage. La solution de référence consiste à résoudre le problème par modélisation de la source et du détecteur [35]. Cette solution est couramment exploitée mais présente l'inconvénient de réduire « l'agilité » de la technique puisqu'elle est dépendante de la modélisation du détecteur. Dès 1986, le CEA a proposé une méthode qui s'appuie sur une qualification simplifiée du détecteur. Cette solution a été reprise dans le cadre du travail de mémoire réalisé en 1995 et qualifiée dans le cadre de la caractérisation de composants pour l'industrie de l'A&D. L'analyse de différentes techniques de calcul des fonctions de rendement a montré que les résultats obtenus avec cette méthode simplifiée sont comparables à ceux de méthodes où le détecteur est modélisé pour des énergies supérieures à 200 keV [36]. Cela a conduit à retenir pour la méthode pour la caractérisation radiologique *in situ* de gros composants la méthode simplifiée. Elle consiste à décomposer le rendement $\varepsilon(E)$ en deux termes :

- Un terme dépendant du détecteur : K(E), le rendement intrinsèque du détecteur,
- Un terme dépendant de la géométrie et de la qualité des matériaux constitutifs du composant à mesurer, et de la répartition de la source : FT(E), la fonction de transfert.

Le terme dépendant du détecteur est déterminé de manière expérimentale au moyen de sources étalons ponctuelles positionnées à une distance : d, du détecteur. La source radioactive d'activité A_0 (en Bq) délivre dans l'air pour chacune des raies d'énergie E un débit de fluence en tout point de l'espace.

$$\dot{\phi}_0(E) = \frac{A_0(E).\Gamma(E)}{4.\pi.d^2.}, \text{ Équation 4}$$

Pour chaque pic significatif traité le taux de comptage est calculé puis rapporté au débit de fluence étalon au centre du détecteur. Par ce moyen, un ensemble de points est défini puis une courbe fonction de l'énergie est ajustée. Elle représente le "rendement intrinsèque du détecteur" noté K(E). Les points de cette courbe sont calculés pour une dynamique d'énergies discrètes couvrant la zone d'intérêt de la spectrométrie gamma in situ correspondant aux différentes émissions de la source étalon.

$$K(E) = \frac{N_0(E)}{\dot{\phi}_0(E).t}, \text{ Équation 5}$$

où, *K(E)* est le rendement intrinsèque du détecteur à l'énergie E (en cm²), lorsque le détecteur est assimilé à un point. La distance source détecteur doit être suffisante pour admettre cette approximation. $N_0(E)$ est la surface nette du pic d'énergie dans le spectre gamma d'étalonnage ; t, le temps de comptage.

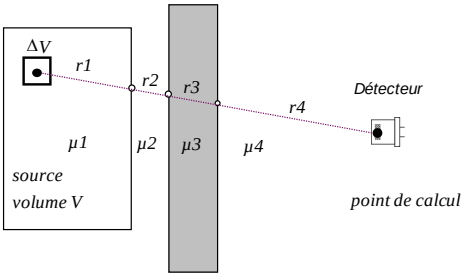
Pour une source donnée, la fonction *K(E)* permet de déterminer le débit de fluence de photons au centre du détecteur dû à une source située à la distance d conduisant à un comptage N(E) en un temps de mesure t.

$$\dot{\phi}(E) = \frac{N(E)}{t.K(E)}, \text{ Équation 6}$$

Le terme dépendant de la géométrie de mesure est calculé au moyen du code de calcul comme MERCURE [37]. La géométrie de mesure est décrite au moyen de surfaces dont les intersections délimitent des volumes, chacun de ces volumes étant rempli d'un milieu dont on peut choisir la composition. Les sources radioactives sont ensuite disposées dans les volumes. Les sources sont définies par un maillage qui les découpe en volumes élémentaires contenant une source ponctuelle. Pour chaque source et pour une série d'énergies discrètes, le calcul aboutit à la somme des évènements qui atteignent le point de calcul sans avoir subi d'interaction avec les milieux traversés. Le noyau de calcul développé pour MERCURE utilise le modèle physique simplifié n'intégrant que les trajectoires en lignes droites (Figure 13).

Fonction de transfert FT(E) : Facteur lié à la « géométrie »

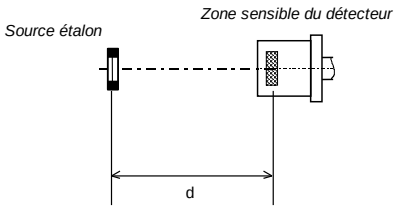
Calcul numérique



Calcul d'un flux de photons par désintégration.
→ *Utilisation d'un code de calcul*

Rendement K(E) : Facteur lié au détecteur

Étalonnage absolu



Mesure d'un flux de photons (fonction réponse du détecteur, rendement intrinsèque).
→ *Utilisation d'une source étalon*

Figure 13 : Schéma du modèle de transmission en ligne droite. A gauche pour une source ponctuelle contenue dans un élément de volume ⍰v, représentation de la trajectoire en ligne droite du rayonnement gamma. A droite, représentation du positionnement de la source étalon placée à une distance d du center du détecteur

En supposant un espace à une dimension, l'équation du débit de fluence se déduit à partir de paramètres d'influence géométriques (r_i) et d'atténuation (μ_i). Le « trajet » du rayonnement est simplifié. Le modèle traduit le parcours qui sépare la source ponctuelle qui contient une activité $A_{\Delta V}$ du centre du détecteur.

$$\Delta FT_{sp}\,(E) = A_{\Delta V} \cdot \frac{1}{4.\pi.(\sum r_{ri})^2} . e^{-\sum r_i \cdot \mu_{i(E)}}, \text{ Équation 7}$$

$\Delta FT_{SP}(E)$ est la fonction de transfert au point de calcul émis par la source ponctuelle d'activité $\mathbf{A}_{\Delta V}$ contenue dans l'élément de volume ΔV en cm^{-2}, r_i est l'épaisseur de matériau *i* (en cm) traversée par les rayonnements émis par la source contenue dans l'élément ΔV en cm^3, $\mu_i\,(E)$ est le coefficient d'atténuation linéique du milieu *i* traversé (en cm^{-1}).

Dans le volume V, l'activité est unitaire. la fonction de transfert pour le volume V est le résultat de fonctions de transfert.

$$FT(E) = \sum_V \Delta FT_{SP}(E), \text{ Équation 8}$$

L'activité de la source dont la raie caractéristique est d'énergie E se déduit à partir du rendement de détection global : $\varepsilon(E) = K(E).FT(E)$.

$$A(E) = \frac{N(E)}{K(E).FT(E).t.\Gamma(E)}, \text{ Équation 9}$$

Cette méthode de tracé de la courbe de rendement présente l'avantage de ne pas nécessiter d'étalonnage complexe du détecteur ainsi les fonctions de transfert : FT(E) sont indépendantes du détecteur. Le code MERCURE, par exemple, permet de modéliser des géométries extrêmement complexes qui peuvent aller jusqu'à une cellule haute activité contenant un grand ombre de sources, sans véritable limite.

2.1.3 Evaluation de l'incertitude associée à la fonction de transfert (FT(E))

Le tracé de la courbe de rendement par méthode numérique est cependant limité par la capacité d'estimation de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt. Le budget d'incertitude montre que les paramètres d'influence sont concentrés dans l'expression de la fonction de transfert : FT(E) (ARIUMERES, 2013, GIRONES, 1995). La position du contaminant dans l'équipement, par exemple dans un générateur de vapeur où la qualité des matériaux est maitrisée, conditionne le trajet des rayonnements et donc l'atténuation du flux sans choc entre le point d'émission et le détecteur. Le facteur d'influence est alors concentré dans le terme de position. En revanche lorsque la qualité des matériaux n'est pas maitrisée, la configuration est le résultat de la combinaison de deux paramètres d'influence : la distance source détecteur (r_i) et la qualité des matériaux caractérisée par le coefficient d'atténuation (μ_i). L'écart type est une fonction de la distance et de la qualité des matériaux.

$$\sigma(FT) = f(r_i, \mu_i), \text{ Équation 10}$$

Pour évaluer l'incertitude associée à l'expression du flux gamma sans choc, deux approches sont couramment utilisées.

La première consiste à caractériser la distribution à partir des deux termes aux extrêmes puis d'appliquer une loi de distribution uniforme. L'exemple d'un objet cylindrique est probablement le cas le plus explicite pour présenter l'estimation des deux flux sans chocs représentant les deux configurations extrêmes. Supposons que l'objet est rempli par une matrice homogène. L'objet est placé à la distance d du centre du détecteur. Trois cas sont considérés : le premier cas le contaminant est réparti de manière homogène : $\mathrm{FT_{hom}(E)}$, le deuxième, la source est concentrée face au détecteur : $\mathrm{FT_{max}\,(E)}$ et la troisième, la source est placée à l'opposé du point de mesure. Dans la dernière configuration la fonction de transfert est minimale : $\mathrm{FT_{min}\,(E)}$. L'application de la loi uniforme, considérant les valeurs extrêmes comme les bornes d'un segment, conduit à l'expression de l'écart type suivant :

$$\sigma(\mathrm{FT(E)}) = \frac{\mathrm{FT_{max} - FT_{min}}}{\sqrt{12}}, \text{ Équation 11}$$

Ce résultat est le moyen simple d'exprimer l'incertitude associée à la fonction de transfert mais c'est aussi un moyen de fixer la limite de la méthode de tracé de la courbe de rendement par calcul. Par exemple, la sensibilité de la fonction de transfert à l'énergie des rayonnements gamma est évidente. Le résultat de ce type de calcul exclut, par exemple, l'exploitation de raies de faible énergie comme la raie significative de l'américium 241 qui est de : 59,54 keV car la dynamique : $\mathrm{FT}_{max} - \mathrm{FT}_{min}$ est trop grande. Ce constat est renforcé par la qualité des interactions gamma matière à ce niveau d'énergie, zone dominée par l'effet photoélectrique qui est dépendant du nombre de charges : Z du matériau. Il est rare de maitriser la qualité de la matrice contenant le contaminant dans le cas de mesure d'équipements industriels.

$$\tau = \text{constante}.\frac{\mathrm{Z^n}}{\mathrm{E_\gamma^{3.5}}}, \text{ Équation 12}$$

Avec : τ la probabilité d'absorption par atome, n un entier dépendant de l'énergie de du gamma (N = 4 ou 5), E_γ l'énergie en MeV.

L'avantage de cette méthode est sa simplicité.

L'alternative est de proposer une estimation de l'incertitude associée à la fonction de transfert qui s'appuie sur un échantillon de colis probables. Ces colis sont le résultat d'une série de modélisations. Le choix des paramètres et de la dynamique de chaque paramètre d'influence identifié dans le budget d'incertitude assure la qualité de la distribution. La démarche ramenée au déchet simplifie l'approche et permet de dégager les paramètres d'influence suivant un découpage énergétique. Les deux paramètres énoncés dans le paragraphe sont :

- la qualité des matériaux du déchet (densité, composition physicochimique),
- la répartition de l'activité dans le déchet (découpage de la source en éléments).

Ils caractérisent l'absorption des rayonnements gamma dans le déchet et la distance entre le point d'émission et le détecteur. En pratique, les moyens de calcul disponibles offrent la possibilité de réaliser des cycles de calculs conséquents. Ainsi, pour automatiser la mise œuvre de ces moyens, des robots de calcul ont été développés. Il s'agit de pré et post processeurs, objets de « l'industrialisation » de l'évaluation de l'incertitude de calcul. La performance des robots de calcul dépend des techniques de tirages des échantillons. Mal maitrisées, elles induisent des biais, sous forme de cycle par exemple. Les générateurs de nombres aléatoires peuvent être classés en deux familles : les modèles qui s'appuient sur des nombres aléatoires issus de phénomènes physiques (radioactivité, bruits thermiques…) et les modèles qui exploitent des algorithmes déterministes.

Les générateurs utilisant des algorithmes déterministes sont dits « générateur de nombres pseudo-aléatoires » (random). Ils génèrent à partir d'une graine, des suites de nombres dont les propriétés statistiques respectent ce qui est attendu : des nombres aléatoires. Les nombres pseudo-aléatoires sont à la différence des nombres aléatoires le résultat d'algorithme mathématiques. Ils ont l'apparence de nombres aléatoires mais dont la suite est parfaitement reproductible. Il existe deux méthodes utilisées pour générer les nombres pseudo aléatoires [38] :

- les méthodes de congruence linéaire,
- les registres à décalage à rétroaction linéaire.

Dans la plus part des cas, le générateur exploité pour produire une séquence de nombres pseudo aléatoires est un générateur à congruence linéaire de la forme [39] :

$$\mathrm{X_{n+1}} = (\mathrm{a}\,.\,\mathrm{X_n} + \mathrm{c})[\mathrm{mod\ m}], \text{ Équation 13}$$

A partir d'un nombre X_0 initial appelé « semence », où « a » est le multiplicateur, « c » est l'incrément et « m » le module, cet algorithme génère une suite de nombres entiers compris entre 0 et (m-1), pour obtenir une série appartenant à [0, 1[en considérant la suite $U_n = X_n/m$. Il existe toutefois des biais inhérents à la méthode, dont notamment la périodicité liée aux ressources utilisées ou encore à l'initialisation de la « graine ». Par exemple, une même graine produit la même série de nombres, d'où le caractère important du random pour juger de la perti-

nence des résultats de l'étude. Le choix des paramètres a, b et m, dicte la qualité des résultats. m constitue la borne supérieure de la période. Il faut le choisir le plus grand possible. Le module m étant choisi, il convient de choisir : a de manière à obtenir la plus grande période. Les nombres générés doivent passer avec succès un certain nombre de tests statistiques dont les principaux ont été recommandés par Knuth [40].

Le robot développé pour l'industrialisation de l'évaluation de l'incertitude associée à la fonction de transfert est exploité sur des cas concrets. Le résultat du pos traitement est un histogramme de la distribution des fonctions de transfert en découpant la gamme en classes de largeurs fixes constantes. La distribution est ensuite caractérisée classiquement par la valeur moyenne et la dispersion par l'expression de l'écart type. Ces deux grandeurs sont complétées par d'autres grandeurs, dont le coefficient d'asymétrie et le coefficient d'aplatissement.

$$\gamma 1 = \frac{\sum_i (x_i - \bar{x})^3}{n\sigma^3}, \text{ Équation 14}$$

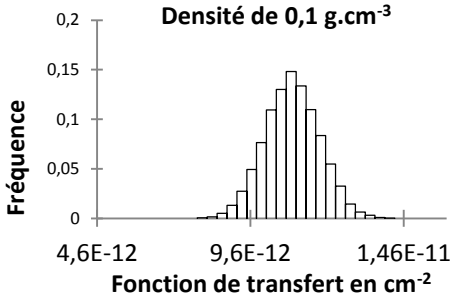
$$\gamma 2 = \frac{\sum_i (x_i - \bar{x})^4}{n\sigma^4} - 3, \text{ Équation 15}$$

$$\text{Avec : } \sigma = \sqrt{\frac{1}{n-1}\sum_1^n (x_i - \bar{x})^2}, \text{ l'écart type}$$

Ils caractérisent la déformation de la distribution relativement à une distribution de forme normale caractérisée par une moyenne et un écart type équivalents. L'influence de la densité se matérialise par des distributions dont les indicateurs sont : moyenne, écart type, le minimum et le maximum des valeurs.

2.1.4 Conclusion : Industrialisation de la méthode de tracé de la courbe de rendement

La méthode de tracé numérique de la fonction de transfert FT(E), terme principal de la fonction de rendement de détection global, est une solution de référence pour la spectrométrie gamma [8] pour la caractérisation radiologique de gros composants (> 1 m^3) de forme, de qualité et de taille variables. La limite de la méthode est l'expression de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt, l'activité. Les efforts de R&D ont alors été concentrés sur l'expression de l'incertitude associée à la fonction de transfert (FT(E), en cm^{-2}). Des nombreuses expériences, il se dégage plusieurs méthodes d'évaluation de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt suivant l'utilisation des résultats et la configuration de l'équipement. On retiendra qu'une approche majorante est retenue pour la maitrise de la sûreté (Cx, Figure 2), en revanche pour des exigences de qualité produit, les méthodes probabilistes sont préférées (Mx, Figure 2). Un exemple illustre cette dernière méthode pour un objet de 1m^3 (Tableau 2), pour lequel l'influence de la densité de la matrice et de la répartition du contaminant dans le composant est évaluée pour une source de ^{60}Co.



Densité en g.cm^{-3}	Minimum	Maximum	Moyenne	Ecart type σ (k=1)	Incertitude relative (k=1)
0,1	7,873.10^{-12}	1,431.10^{-11}	1,109.10^{-11}	1,858.10^{-12}	0,168
0,25	3,825.10^{-12}	9,479.10^{-12}	6,652.10^{-12}	1,632.10^{-12}	0,245
0,5	1,226.10^{-12}	6,091.10^{-12}	3,659.10^{-12}	1,404.10^{-12}	0,384
1,0	2,846.10^{-13}	3,748.10^{-12}	2,016.10^{-12}	9,998.10^{-13}	0,496
1,5	1,308.10^{-13}	2,730.10^{-12}	1,430.10^{-12}	7,503.10^{-13}	0,525
3,0	1,632.10^{-14}	1,542.10^{-12}	7,792.10^{-13}	4,404.10^{-13}	0,565

Tableau 2 : Exemple de résultats pour un objet de grande taille (1 m x 1m) contenant du ^{60}Co. Moyenne et écart type des distributions de la fonctions de transfert obtenues en fonction de la densité pour 26 sources parallélépipédiques d'activités variables – activité totale : 1 Bq dans le composant – 16000 tirages

Fort de ces résultats, l'avancée la plus significative dans ce domaine est l'utilisation de cette méthode (calcul de la FT(E), incertitude associée) pour la caractérisation radiologique de boites à gants avant assainissement et démantèlement (Figure 14). La demande croissante de l'industrie de l'A&D a abouti à proposer des solutions intégrées et dédiées à des usages très spécifiques, par exemple, le progiciel EMBAG [26] est interfacé avec les logiciels de spectrométrie gamma.

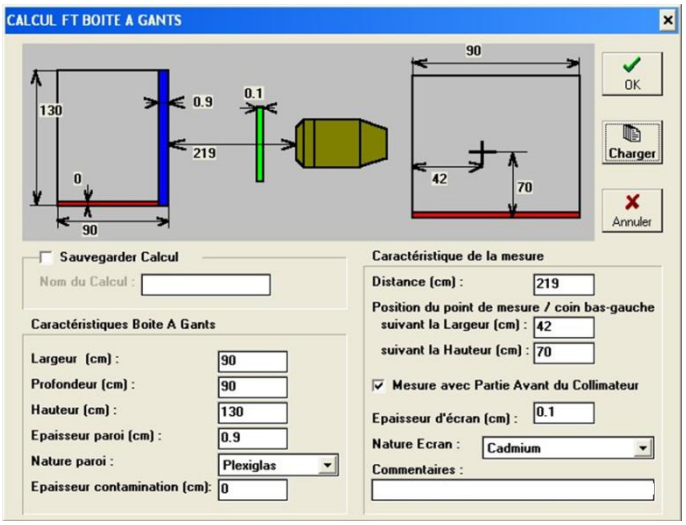


Figure 14 : Interface utilisateur du progiciel Ensemble de Mesure de Boites A Gants (EMBAG) pour le calcul de fonctions de transfert FT(E)

La source est supposée homogène et répartie sur le fond de la boite à gants. Ces hypothèses ont été retenues grâce à un retour d'expérience significatif capitalisé lors de différents travaux d'optimisation. De plus, ce progiciel impose la forme et le matériau du collimateur. Il a été défini dans le cadre de différentes études dont le travail de mémoire [26]. A travers cet exemple, on montre que les différentes étapes de niveau de maturité technologique ou TRL, Technology Readiness Level, qui peut se traduire par un niveau de maturité technologique, ont été franchies pour aboutir à des solutions industrielles. Le niveau TRL 9 a été atteint, c'est-à-dire que le système réel est prouvé à travers des opérations ou missions réussies.

A partir de ces résultats obtenus, les deux cas d'application décrits dans les paragraphes suivants montrent les capacités et les limites de la méthode de tracé de la fonction de transfert. Ils ont utiles pour formuler des sujets de R&D qui seront présentés dans le paragraphe consacré aux axes prospectifs, en fin de document.

2.2 Caractérisation radiologique d'échangeur de l'usine Eurodif : cas d'équipement de grande taille contaminés en uranium

Par extension des pratiques de caractérisation radiologique de gros composants de REP, en appliquant la méthode de tracé numérique de la fonction de transfert, une application nouvelle a été proposée pour l'estimation de la quantité d'uranium déposée dans des échangeurs de l'usine Georges Besse I du site d'Eurodif. Les travaux de recherche sont donc conduits à partir d'une opération de terrain, pour valider la faisabilité opérationnelle puis la qualité des résultats grâce à la comparaison des résultats de mesure obtenus avec des résultats d'analyse destructive. Ces travaux [41] doivent aboutir à une méthode de caractérisation radiologique industrielle. Le développement s'appuie sur une opération de caractérisation d'un échangeur où les problèmes de mise en œuvre dominent, l'objet est grand et les conditions opératoires sont contraignantes. La partie expérimentale

Figure 15) est alors décomposée en plusieurs séquences.

1. la première est une opération d'optimisation liée à l'environnement industriel qui impose deux contraintes : le temps d'acquisition et le rapport signal sur bruit. De façon pratique, cette phase consiste à optimiser le positionnement du détecteur face à l'objet. Ce positionnement est conditionné par la forme du dépôt radioactif et plus précisément la mise en évidence de points de concentration d'uranium face auxquels le détecteur sera placé afin de favoriser le signal et réduire le temps d'acquisition.

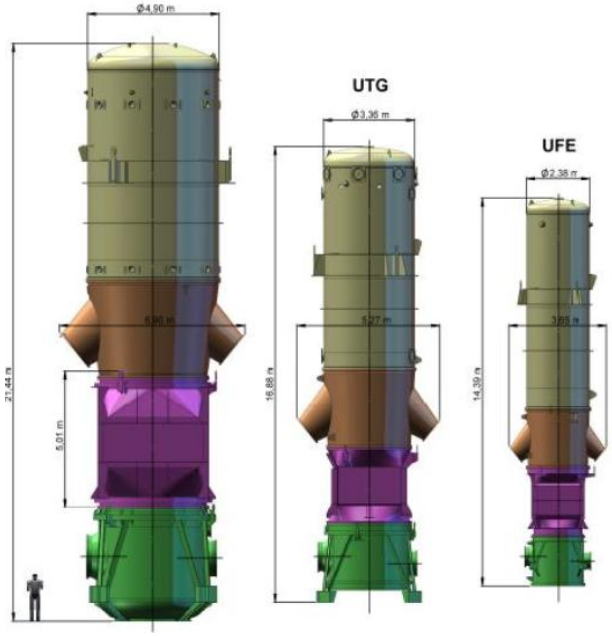


Figure 15 : Schéma des diffuseurs de l'usine d'Eurodif. Caractérisation de l'échangeur : pièces violettes

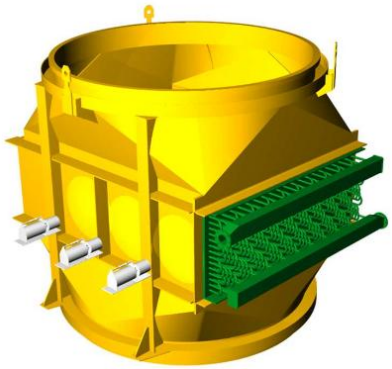


Figure 16 : Schéma des diffuseurs (pièces violettes → jaunes) avec représentation de l'implantation des détecteurs

2. la seconde concerne le traitement des spectres gamma extraction de la surface du pic puis détermination du rendement de détection,
3. enfin l'expression d'une incertitude associée permet d'exprimer le résultat mais aussi la validité de l'opération mise en œuvre.

Dans les chapitres suivants, ces trois points structurent la démarche de recherche, de validation de la méthode, et soutiennent la description des solutions techniques industrielles.

2.2.1 Propositions de l'estimation de l'incertitude associée à la mesure dans le cas de grands composants contaminés par de l'uranium

On rappelle que le calcul du rendement de détection global (FT(E)) est réalisé grâce d'une technique dite "numérique". Elle consiste à exploiter une option du code de calcul MERCURE, afin d'estimer un débit de fluence gamma non "altéré" (sans chocs) au centre du détecteur. La puissance de la méthode est la capacité de modéliser tous les objets industriels sans limite de taille. Il est donc envisageable de proposer des résultats pour un grand nombre de configurations de mesure. Cependant, la qualité ou validité de la fonction de transfert est observée à partir de l'estimation de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt, l'activité (A, en Bq). Les paramètres d'influence ou budget d'incertitude sont réduits à la position du contaminant dans l'échangeur (Tableau 3).

Paramètres	**Dynamique**	**Commentaires**
Distance échangeur centre du détecteur		Sans influence/mesure par méthode optique
Qualité de la matrice		Homogène et maitrisée
Répartition du contaminant	**Source ponctuelle/Source homogène**	**Distribution dans la matrice non maitrisée**
Qualité du contaminant	Uranium (Tableau 4)	homogénéité de l'enrichissement de l'uranium dans l'échangeur

Tableau 3 : Inventaire de facteurs d'influence _ Evaluation de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt

Isotopes	Données nucléaires JEFF 3.1.1 **[42]**

^{235}U	Energie (keV)	Emission (%)	Incertitude (%)	Traceur	Emission (%)
	143,76	10,96	0,73	^{235}U	10,95
	163,33	5,08	0,79	^{235}U	5,07
	185,72	57,2	0,87	^{235}U	57,1
	205	5,01	1	^{235}U	5,01
^{238}U	63,86	3,76	5	^{234}Th	3,70
	766,37	0,294	3,86	^{234m} Pa	0,319
	1001,03	**0,837**	**5**	**^{234m}Pa**	**0,835**

Tableau 4 : Bibliothèque des radionucléides retenus pour le traitement des spectres gamma

La souplesse de calcul offerte par les codes est mise au service de nouvelles approches pour l'estimation de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt.

2.2.1.1 Méthode d'estimation de l'incertitude enveloppe. Distribution équiprobable

L'estimation d'une masse de matière fissile (mf, Equation 1) est un cas particulier. Le résultat de mesure est un élément de décision pour la sûreté. La déclaration de la quantité de matière fissile dans le cadre de la maitrise de la sous criticité par la maitrise de la masse est une application directe du résultat de mesure augmentée de l'incertitude associée. Il s'agit de garantir la maitrise d'un seuil (Cx, Figure 2). Pour ce type de besoin, la valeur de la borne haute de l'intervalle de confiance est retenue. Il suffit alors de calculer la valeur de la masse de matière fissile maximale. En pratique, l'activité, ou la masse d'uranium déduite de la mesure est maximale pour $\mathrm{Ft}_{\min}$. Il vient l'application de la démarche décrite dans les chapitres précédents et plus particulièrement l'équation 11 (Tableau 5).

Groupe d'énergie (keV)	1000
Valeur maximale de la fonction de transfert (Ft_{max}), $cm^{-2}.s$	$5{,}3.10^{-6}$
Valeur maximale de la fonction de transfert (Ft_{min}), $cm^{-2}.s$	$4{,}6.10^{-15}$
Ecart relatif (%)	1600 %

Tableau 5 : Exemple de résultats de calculs de l'écart relatif associé à l'expression de la fonction de transfert sur un échangeur UTG (Usine Très Grosse)

La valeur de l'incertitude associée relative de la fonction de transfert calculée en considérant les deux configurations de sources extrêmes est supérieure à 100%. Ce résultat est incompatible avec des objectifs industriels de production de colis de déchets ou encore de suivi d'opération d'assainissement. Il convient donc, pour cette configuration de mesure, de proposer une approche probabiliste pour l'estimation de l'incertitude associée à la masse de matière fissile (m_f, en g). Les échangeurs présentent une forte absorption pour les rayonnements gamma. $\mathrm{Ft}_{\min}$ est recommandée dans une approche majorante imposée par la sûreté, par exemple pour assurer un contrôle (Cx, Figure 2).

2.2.1.2 Méthode de calcul de l'incertitude associée à la fonction de transfert pour combinaison de tirages aléatoires de la localisation d'une source ponctuelle dans le volume source

L'influence de la répartition du contaminant dans l'échangeur sur la valeur de la fonction de transfert (Tableau 3) est estimée par variation aléatoire de la position d'une source ponctuelle dans la matrice. La matrice ne présente pas d'hétérogénéité de densité seule la variation de la position de la contamination est considérée. Une série de calculs du débit de fluence est calculée au centre du détecteur pour une source ponctuelle positionnée aléatoirement dans la matrice, résultats à partir desquels est directement estimé l'écart type caractéristique de la distribution de l'ensemble des fonctions de transferts calculé. En pratique, un générateur aléatoire permet de fournir une localisation de la source ponctuelle dans la matrice (Figure 17). Une fonction de transfert est calculée pour chaque configuration de source. Une série de calculs de 1500 fonctions de transfert est réalisée. La position du détecteur retenue est la configuration exploitée dans le cas d'une mesure unique, c'est-à-dire au centre de la face accessible de l'échangeur. L'expression de l'écart type est obtenue sur la base de cette série de calculs de la fonction de transfert (tableau 4).

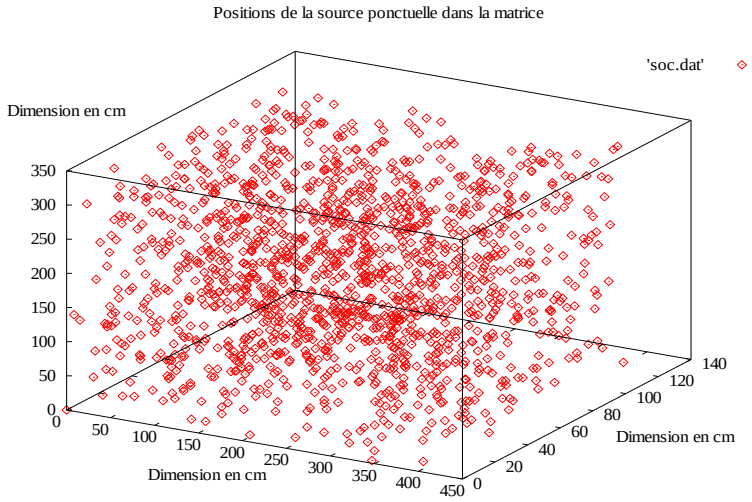


Figure 17 : Représentation graphique des positions de la source suivant le plan (X, o, Z) distribuées dans le volume inscrit dans les parties violette de la figure 15

Groupe d'énergie (keV)	1000	194
Ecart type/Résultats de calcul (cm^{-2})	$3{,}7.10^{-7}$	$5{,}3.10^{-8}$
Ecart relatif (%)	400	700

Tableau 6 : Expression de l'incertitude relative obtenue par une méthode de tirage aléatoire de la localisation de la source dans le volume du composant avec une distance de mesure 70 cm de la paroi

Les valeurs des incertitudes associées restent conséquentes (Tableau 7). Elles sont le reflet d'une faible distance du détecteur face à un objet de grandes dimensions. Cette configuration accentue certaines trajectoires des rayonnements gamma dans la matrice.

Groupe d'énergie (keV)	1000	194
Moyenne/résultats aléatoires cm^{-2}	7.10^{-8}	6.10^{-8}
Ecart type/résultats aléatoires cm^{-2}	$9.\ 10^{-8}$	3.10^{-8}
Ecart relatif (%)	100	200

Tableau 7 : Expression de l'incertitude relative obtenue par une méthode aléatoire distance de mesure 600 cm du faisceau en vue directe

Grâce à l'automatisation des calculs des fonctions de transfert, on montre que dans les configurations où il est possible de procéder à une mesure en vue direct du faisceau (par-dessus), il est préférable de procéder à une mesure unique avec un détecteur de sensibilité conséquente (détecteur germanium d'efficacité 100%, ou un détecteur de type NaI[Tl]), placé à 2,5 fois l'arrête.

2.2.1.3 Discussions sur la qualité du calcul de la fonction de transfert élément de la fonction du rendement global

Dans la phase de préparation de l'opération de caractérisation radiologique *in situ,* les résultats de ces travaux consolident la nécessité de débuter par l'évaluation des incertitudes associées à la grandeur d'intérêt. L'incertitude associée au calcul de la fonction de transfert valide la faisabilité de la mesure avec un indicateur explicite (FT(E), σFT(E)). Ce couple de valeur conditionne l'acte de mesure car elle impose le choix de la zone énergétique gamma d'intérêt (E) pour l'expression de l'activité mais aussi le positionnement du détecteur face à l'objet. Dans le cas de l'uranium, l'énergie des raies caractéristiques des descendants de l'uranium 238 (700 -1200 keV, Tableau 8) a été retenue afin d'augmenter la profondeur observée au sens de nombre de longueur de relaxation (la longueur de relaxation est égale à μ.x, μ coefficient d'atténuation linéique (cm^{-1}) et x, épaisseur de matériau traversée (cm)).

Séquences	Cas des échangeurs	Commentaires

Choix de la zone énergétique d'intérêt	700 -1200 KeV	Radio traceur
Choix de nombre de points de mesure	> 2	Accessibilité
Choix de la loi de distribution (probabilité)	Equiprobable	Information sur la faisabilité

Tableau 8 : Présentation de la séquence de préparation de l'opération de mesure in situ retenue dans le cas de la caractérisation radiologique des échangeurs de l'installation Georges Besse I

La position du détecteur par rapport à l'équipement à mesurer et le nombre de points de mesure sont des éléments sensibles qui impactent la valeur de l'incertitude associée à la mesure. Ils sont corrélés avec les hypothèses de répartition du contaminant dans la matrice. Les hypothèses de répartition de la contamination sont choisies en fonction de l'utilisation du résultat de mesure. La distribution équiprobable où seuls les deux cas extrêmes sont évalués est retenue pour répondre à un besoin de sûreté. On suppose alors que la configuration de mesure est unique. Le détecteur observe une source concentrée en un point en vue directe du détecteur ou très fortement atténuée. Cette estimation est réalisée de façon systématique pour évaluer la faisabilité de la mesure. La position du détecteur et la dimension de la matrice et écrans qui séparent la source du détecteur sont des éléments utiles pour évaluer la faisabilité de la mesure. Par exemple, dans le cas d'une épaisseur infinie la démarche calculatoire de l'incertitude associée aboutit à des hypothèses erronées car certaines parties de la source ne contribuent pas au débit de fluence relevé au niveau du détecteur. Il est alors indispensable de proposer une méthode d'analyse non destructive complémentaire. Le comptage neutronique est souvent proposé car les neutrons sont moins sensibles à l'effet de position et d'atténuation dans les composants métalliques.

La production de colis de déchets nécessite une précision accrue. Un intervalle de confiance conséquent provoque une sur production de colis car la valeur de l'activité déclarée à l'ANDRA est $A+\Delta A$ ($\Delta A = 2.\sigma A$). La performance industrielle de l'acte de mesure se concentre alors dans la capacité à maitriser l'incertitude associée à l'activité contenue dans l'équipement. On retiendra alors une solution multi capteurs, solution où les points de mesure sont supérieurs à deux, combinée avec une distribution de la contamination aléatoire. La source est une combinaison de localisations de densités spatiales possibles. Elles sont obtenues par tirages aléatoires.

Groupe d'énergie (keV)	1000
Ecart relatif (%), distribution équiprobable	1600 %
Ecart relatif (%), distribution aléatoire de sources ponctuelles	100%

Tableau 9 : Expression de l'incertitude relative obtenue par les deux méthodes de l'échangeur en vue directe

L'écart constaté entre les deux méthodes est conséquent, une nouvelle approche doit être envisagée, une solution hybride où les deux formes de sources, ponctuelle et homogène sont combinées.

2.2.2 Méthode de Caractérisation radiologique retenue

Les deux démarches de calcul de l'incertitude associée à la fonction de transfert, précédemment décrites, n'exploitent pas toutes les dimensions des données caractéristiques de la source radioactive. Il faut considérer, par exemple, les différentes raies caractéristiques des isotopes de l'uranium ou des descendants et exploiter la dynamique énergétique ou encore la forme et la répartition de la source dans l'échangeur. Supposons que la source est le résultat d'une contamination uniforme du composant combinée avec des sources ponctuelles. Une expression du flux gamma total au centre du détecteur de deux formes de sources radioactives est alors dégagée en pondérant par l'activité.

$$\frac{\dot{\phi}_E}{\Gamma_{\gamma_E}} = A_H \, FT_{H_E} + A_{SP} \, FT_{SP_E} \text{ , Équation 16}$$

Avec :

ϕ_E : Débit de fluence au centre du détecteur à l'énergie E (cm^{-2}/s),

Γ_{γ_E} : Intensité d'émission pour la raie gamma d'énergie E (%),

A_H, A_{SP} : Activités respectives de la contamination Homogène et de la Source Ponctuelle (Bq),

FT_{H_E}, FT_{SP_E} : Fonctions de transfert traduisant respectivement une répartition homogène et ponctuelle de la source (cm^{-2}). Le système d'équation suivant est posé :

$$\begin{cases} \dfrac{\dot{\phi}_{E1}}{\Gamma_{\gamma_E}} = A_H\ FT_{H_{E1}} + A_{SP}\ FT_{SP_{E1}} \\ \dfrac{\dot{\phi}_{E2}}{\Gamma_{\gamma_E}} = A_H\ FT_{H_{E2}} + A_{SP}\ \ FT_{SP_{E2}} \\ \ldots \\ \ldots \\ \dfrac{\dot{\phi}_{En}}{\Gamma_{\gamma_E}} = A_H\ FT_{H_{En}} + A_{SP}\ \ FT_{SP_{En}} \end{cases}$$ Équation 17

La résolution du système d'équation consiste à minimiser l'écart entre le flux mesuré et les combinaisons calculées. Cela se traduit par une optimisation par minimisation : $\min\Delta\left(\phi_{E1calculé} - \phi_{E1mesuré}\right)$. Cette contrainte de minimisation est appliquée à un système d'équations (1,2,...,n) à partir d'un nombre et une distribution des sources ponctuelles radioactives fixées *a priori*. Il existe un flux mesuré unique qui est confronté à un ensemble de résultats de calculs pour les deux raies énergies identifiées dans le spectre caractéristiques de l'^{238}U. Le traitement des données conduit à l'expression de l'activité de l'^{238}U (Tableau 10).

Référence du point	Source homogène	Source ponctuelle
Activité (MBq) d'^{238}U	25	2,5
Masse (g) d' ^{238}U	2009	200
Masse totale d'^{238}U	2209 g	

Tableau 10 : Estimation de l'activité d'238U à partir d'une optimisation de la fonction de transfert résultats d'une combinaison source ponctuelle/source homogène

L'intérêt de cette méthode dépend, en particulier, de la dispersion des flux calculés attribués aux sources : FT_{H_E}, FT_{SP_E}. L'écart est dû à des combinaisons où la concentration dans une source ponctuelle fortement atténuée conduit à une dispersion des résultats des sources globales de l'ordre de 10^6. C'est le cas de deux configurations de sources. La première est une répartition homogène de la contamination, le terme ponctuel est nul ou dans la seconde configuration la source ponctuelle est fortement atténuée. Pour maitriser la dispersion, deux approches sont alors suggérées, la première consiste à borner la fonction de pondération et ainsi limiter les écarts. La seconde est de réaliser une série de points de mesure. Ce quadrillage plus précis a pour objet de réduire les écarts entre chaque point de mesure. Le nombre de mesures (configurations) pour cette première étude est donc insuffisant. En première approche, il faudrait une série de 30 points de mesure par face. Il se dégage une technique de dépouillement qui s'appuie alors sur la combinaison de résultats d'acquisitions multiples.

La dynamique énergétique du spectre gamma est une amélioration pour la maitrise de l'incertitude associée. Il s'agit de confronter les résultats de traitement absolu à la valeur connue de l'enrichissement de l'uranium. D'un point de vue expérimental, la technique est appliquée à un échangeur après assainissement. L'assainissement du faisceau élimine les points de concentration de contamination et l'accessibilité des faces est facilitée, le composant étant démonté et positionné dans un local pour l'opération d'assainissement. Quatre configurations de mesure sont déployées suivant une ligne placée au centre du volume du composant. Chaque spectre est analysé et traité. Le traitement des spectres gamma a permis d'identifier trois raies gamma : 185,72 keV (^{235}U), 766 keV et 1001,02 keV $^{(238}$U).

		Valeur moyenne	**Ecart type**	**Ecart type relatif**
Masse total Uranium (g)		603	139	23,0%
Composition isotopique	^{235}U	0,5%	0,18%	34,1%
	^{238}U	99,5%	0,18%	0,18%

Tableau 11 : Expressions de l'activité des isotopes 235 et 238 de l'uranium par méthode absolue. Valeur de référence 0,72% d'enrichissement de l'uranium

Les résultats montrent que la méthode de traitement n'est pas viable et nécessite des travaux complémentaires. La représentativité de la répartition de la contamination est pourtant fidèlement modélisée. La masse de matière évaluée à partir de la méthode combinée (forme de la source et dynamique énergétique) conduit à l'estimation d'une masse d'uranium de 4602 g. Le bilan par méthode destructive par pesée est de 4,2 Kg.

2.2.3 Conclusion

La première modélisation est réalisée en supposant un dépôt homogène de la source radioactive sur la totalité du faisceau qui équipe l'échangeur. Cette hypothèse, associée à une expression de l'incertitude majorante, permet de réaliser une analyse sans complément de repérage des points de concentration de la contamination. Cette méthode peut être appliquée sur le procédé d'enrichissement en fonctionnement, sans démontage. De plus, elle offre la possibilité de déduire l'influence de l'UF6 en circulation dans l'échangeur sur le débit de fluence gamma au point de mesure. La démarche consiste à considérer dans la fonction de transfert la contribution due au terme en circulation sous forme d'UF6. Les résultats de mesure ne sont pas l'expression d'un terme source réaliste mais d'une valeur limite contenue dans le composant. Il s'agit alors d'une méthode de contrôle (Cx, Figure 2).

Quand le procédé est l'arrêt, par exemple pour des opérations d'assainissement, les exigences changent. L'estimation du terme source est la valeur initiale du processus de réduction du terme source. La matrice étant homogène, il faut évaluer l'influence de la répartition du contaminant dans le composant. La seconde approche consiste alors à utiliser le résultat d'inspection visuelle ou des résultats de mesure multi points. Ces techniques sont le moyen de localiser les points de concentration de la radioactivité et donc d'affiner le modèle pour le calcul de la fonction de transfert. La cartographie des points de concentration est aussi utilisée pour placer le détecteur, en choisissant par exemple de placer la source dans l'angle solide. Cette méthode qui combine la spectrométrie gamma et des techniques de localisation offre des résultats dont l'incertitude associée est réduite et dépend de la taille de l'objet inscrit dans l'angle solide défini par le collimateur. Les informations sont alors moins conservatrices et permettent de répondre à l'ensemble des acteurs de l'ingénierie du démantèlement.

Sur la base de ces deux séries de mesures se dégagent trois méthodologies, suivant les différents contextes et exigences industrielles. On retiendra que les échangeurs sont caractérisés suivant deux configurations différentes : soit accouplé au procédé (monté) soit en attente de décontamination (démonté). Le niveau des incertitudes associées à la mesure concentre la performance industrielle de la technique d'analyse et conditionne les propositions techniques suivantes :

- Pour la mesure des échangeurs montés : le risque de concentration d'uranium oblige à un quadrillage précis de l'objet avec une exploitation combinée des résultats de mesure ; Les matériels mis en œuvre doivent permettre de réaliser une quantité importante de mesures dans un temps relativement court, les détecteurs de type NaI[Tl] présentent ces qualités. Le résultat final est obtenu par méthode d'optimisation.
- la caractérisation du faisceau démonté ne présente pas de difficulté particulière ; Cet organe après décontamination présente une répartition homogène de la contamination. Une mesure globale de l'objet suffit à caractériser ce type de composant avec une incertitude relative associée à la grandeur d'intérêt de 80% (k=2).

Ces résultats encourageants ont été poursuivis dans le cadre de la rédaction d'un mémoire de fin d'études de master Master Physique et Technologies des Rayonnements pour l'Industrie et la Physique Médicale. Le sujet traité portait sur une étude de performances et de méthodologie pour la mesure par spectrométrie gamma d'actinides dans le démantèlement. Les résultats des travaux ont confirmé la capacité des détecteurs de type CdZnTe pour la caractérisation radiologique de composants contaminés par de l'uranium [43].

2.3 Characterization of reactor components [28]

With some simplification, two categories of components can be distinguished in the case of a nuclear reactor: those subjected to irradiation, and those outside the irradiation flux. The highest activity levels are generally found in the first category. For the purposes of this study, we chose to assess the activity of a reactor vessel, one of the irradiated components with the highest activity. The vessel in this case was surrounded by water. Following a technical analysis of its configuration, we decided to place the measuring device underwater outside the vessel. We selected a gamma spectrometry device to avoid empirical techniques and to simplify the transport model by using only full-energy gamma rays. The poor accessibility and high radiation level required the use of a compact technology with a yield compatible with the operating conditions. We logically selected CdZnTe crystal detectors [45] for this purpose.

The first phase of this study addressed the problem of the detector and collimator design, by preliminary characterization based on dose rate measurements. Spectrum analysis was also examined and a new peak area extraction technique was developed. The conclusions of the study were verified by combining measurements and modeling with the MERCURE 6.2 [34] and VISIPLAN 4 [46] calculation codes.

2.3.1 Preliminary characterization

Preliminary characterization consisted of measuring the dose rate underwater as the measuring device was lowered along the vessel wall to plot an initial profile (Figure 18).

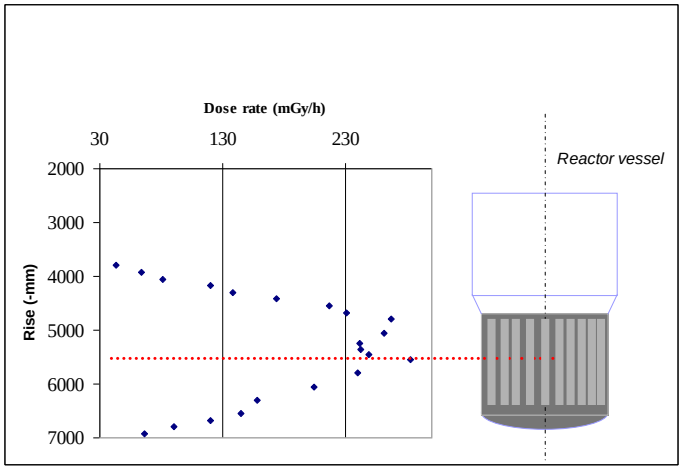


Figure 18: Measured dose rate profile

On the basis of these measurements, the vessel was divided into *n* separate zones within which the activity was considered uniform. By quantizing the activity distribution over *n* zones, and assuming the dose rate is a linear function of the activity distribution, the dose rate can be described by the following relation:

$$\dot{D}(x, y, z) = \sum_{i=1}^{n} F_i A_i \quad \text{, Équation 18}$$

where $\dot{D}(x, y, z)$ is the dose rate at point (x, y, z), (Ai) is the vessel activity level per zone, and (Fi) is the coefficient of the dose rate to activity conversion function. The (Fi) coefficients were calculated with the MERCURE codes. A maximum specific activity was estimated in this way as a basis for preliminary design calculations for the measuring device comprising the detector and the collimation function.

2.3.2 Measuring device design

As the measuring device was placed underwater, i.e. in a scattering medium, it was optimized in terms of: collimation and signal-to-noise ratio by using a cylindrical lead collimator and an air-filled guide tube. The tube was placed between the source and the detector to enhance full-energy gamma transport and thus to increase the signal-to-noise ratio. The system design dimensions were obtained in two steps. A simple calculation code, MERCURE (straight-line attenuation, multigroup approach, with buildup approximation), was first used to approximate the collimator geometry. In this case, the MERCURE code yielded an optimum collimator geometry according to the following criteria:

Maximum $\frac{\dot{D}_{direct}}{\dot{D}_{total}}$ ratio (where $\dot{D}_{direct}$ is the dose rate generated by two ^{60}Co lines, and $\dot{D}_{total}$ the overall dose rate) to enhance the spectrum region of interest, i.e. the energy band containing the two significant cobalt peaks.

The flux density at the ^{60}Co emission energies and the peak count rates were estimated from the efficiency of currently available detectors. The main advantage of the MERCURE code is the calculation speed. The direct flux is correctly estimated, but the contribution of scattered radiation is evaluated with lower accuracy than with a Monte Carlo code. Based on the approximate collimator dimensions, we then proceeded with an MCNP simulation [46] of the gamma spectrum (Figure 19) to estimate the contributions of scattered photons.

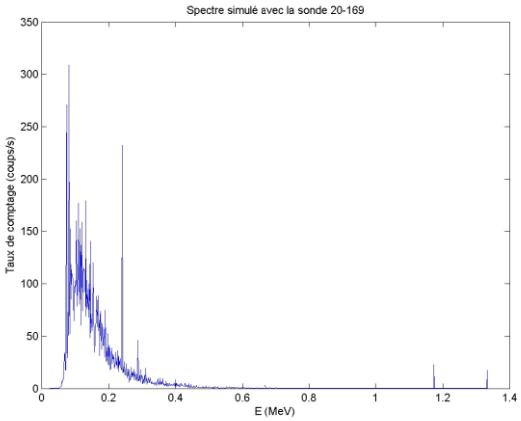


Figure 19: Gamma spectrum simulated with MCNP

The resulting spectrum validated the CdZnTe detector size (20 mm^3) and the signal acquisition system. We verified that the total flux was compatible with the processing capacity of a conventional acquisition system (< 100 000 count per second) and that both significant peaks of the presumed major nuclide (^{60}Co) were present in the spectrum.

2.3.3 General description of the prototype

The models were used to design a prototype unit consisting of four modules, each ensuring a specific function. The first function is detector leak tightness, ensured by a pressure-tight stainless steel container inserted in a lead cylinder that ensures the second function: shielding from the ambient gamma background. The high attenuation of the lead cylinder diminishes impact of ambient noise, and a radial hole ensures the collimation function. The signal "transport" function is ensured by an air-filled tube on the collimation centerline that favors the transport of gamma radiation on the detector centerline (Figure 20) while minimizing scattering. The system is operated from the surface via mechanical control and video monitoring provisions.

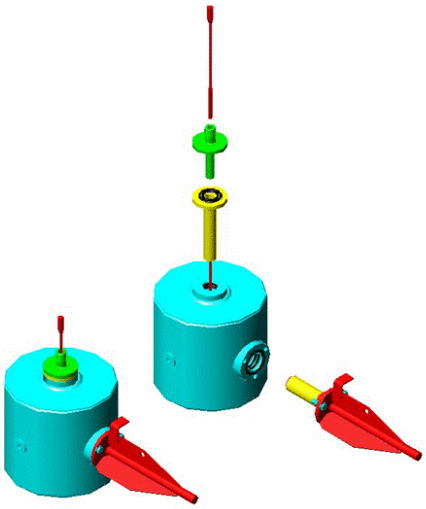




Figure 20: Measuring device system: Prototype

The prototype was submitted to laboratory tests, especially to verify the collimation function with a more sensitive 500 mm^3 detector, using standard sources. The gamma flux attenuation of a standard source was determined through the collimator by placing the source against the tip of the tube and maintaining the source-detector distance in air. The ratio of the significant peak count rates can be used to calculate the

attenuation factor of the screens separating the source from the detector. $I = I_0 e^{-\mu_l x}$, where *x* is the screen thickness (cm), and μ_l the linear attenuation coefficient (cm^{-1}) for the material and energy considered. This experimental determination revealed the unwanted presence of lead swarf in the air-filled tube, resulting in significant signal attenuation.

2.3.4 Measurement results

The numerical analysis method applied to estimate the activity from the gamma spectra involved the following operations: determination of the intrinsic detector efficiency K(E), calculation of the transfer functions FT(E)) used to plot the efficiency curve, and finally processing of the actual spectra to determine activity. The transfer function was calculated using the MERCURE code. The file containing all the parameters used to estimate the collision free (uncolided) gamma fluence (nondegenerate "full-energy" gamma rays reaching the detector directly from the source) at the center of the detector, comprises several parts covering:

1. the geometry,
2. the composition of the screens (assigning a material to each volume),
3. the material grades,
4. the radioactive source, radioelements, shape, mesh,
5. the calculation point(s) and type of calculation (flux, dose rate).

Due to attenuation by water, the calculations showed that the signal measured by the detector remained practically constant when the height of the modeled cylinder corresponding to the source exceeded 25 cm. Consequently, each measurement corresponds to the signal generated by 25 cm high a vessel segment. Prior knowledge of the activation gradient is thus unnecessary for interpreting the measurements. The analysis of each measurement is thus based on the assumption of a uniform distribution per 25 cm segment. If the measurements had been carried out in air, their interpretation would have been more complex as the collimation would have been less effective. In that case, a matrix inversion technique would have been required ("Combining Innovative Measurement techniques for Radiological Characterization of process Equipment, 2005).

The solid angle is implicitly integrated in the semi-infinite source definition, and especially the field of view is integrated in the collimator design. The measurement flux is not influenced by the overall gamma flux. In other words, in this case the axial vessel activation gradient is not integrated in the source definition; by simplification, the source is a uniformly contaminated extended cylinder.

SPECTRUM ANALYSIS

The available methods for automatically extracting the peak area are not sufficiently reproducible for peaks obtained using CdZnTe crystal detectors. The characteristics peaks obtained with this type of detector are strongly asymmetric (Figure 21). The X-ray escape peak is generally included in the trailing edge, and the atypical shape of the gamma peaks makes it difficult to position the limits bounding the peaks—especially the left-hand limit.

Spectrum analysis required a dedicated study with the explicit intention of not developing a new module. We undertook a comparative examination of two software packages containing interactive deconvolution modules. The technical objective of this study was to better control the peak area extraction and thus the signal/noise ratio. In practice, when fitting a peak, the peak area extraction module proposes a series of peaks rather than a single one (Figure 21). The *example* also suggests that the method is highly sensitive to the shape of the peak, particularly with a significant background component beneath the peak. Peak area determination is improved by the interactive deconvolution functions available in Visu (A&M software) and Genie 2000 (Canberra: Figure 21). The graphic result shows better peak fitting with lower residuals. The differences between the two series of results obtained with the two softwares are minor, generally less than 10%.



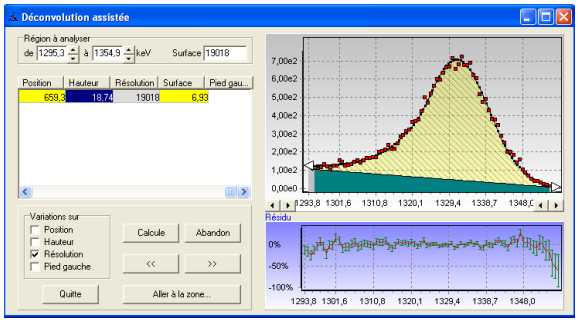


Figure 21 : CdZnTe gamma spectrum of a ^{137}Cs, Fit obtained by interactive deconvolution analysis of 1332 keV peak

The objective of the initial phase was to improve the peak fit (fitting boundaries, minimizing residuals). Evaluating the background of complex spectra remains complex, however, particularly in the case of interference or a very strong Compton edge. The peaks obtained with a CdZnTe detector are strongly asymmetric, and the difficulty is often compounded by very pronounced diffusion (Figure 21). A test was therefore applied using different background determination methods (Galton, trapezoid and erosion) on the same spectrum (Table 12).

Table 12. Assessing the influence of background subtraction

Smoothing	Background subtraction	Peak area	
		1173.20 keV	1332.50 keV
3 points	Erosion	12886	17121
5 points	Erosion	12878	17181
7 points	Erosion	12827	17182
Average		***12863,7***	***17161,3***
Standard deviation		***32,0***	***34,9***
No	Galton	14186	17159
3 points	Galton	14174	17150
5 points	Galton	14141	17152
7 points	Galton	14097	17152
Average		***14149,5***	***17153,3***
Standard deviation		***39,8***	***3,9***
No	Trapezoid	12935	17188
3 points	Trapezoid	12917	17180
5 points	Trapezoid	12878	17181
7 points	Trapezoid	12827	17182
Average		***12889,3***	***17182,8***
Standard deviation		***47,8***	***3,6***

Note: The maximum observed deviation was 10%. Consequently, for the rest of this study and detector calibration all the spectra were analyzed using the interactive deconvolution module with background subtraction by the Galton function.

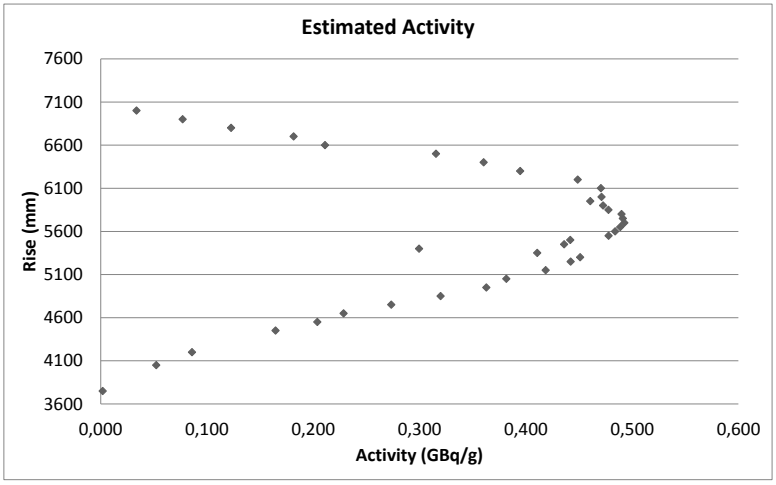


Figure 22: Estimated activity of vessel C2 (shown without uncertainty bars)

The activity results were expressed by spectrum analysis with the efficiency curve obtained according to the method described above. The estimated activity levels ranged from 0.1 to 1.5 GBq/g (Figure 22).

2.3.5 Consolidation of results

A validation phase was undertaken after characterization. Uncollimated dose rate measurements were compared with the calculated results based on the activity estimated by gamma spectrometry. The estimated activity was thus used to determine a dose rate profile and the results were compared with a series of in situ measurements. An uncollimated SHF probe (Saphymo IF104) was placed at different heights to record the dose rate, and the measurements were used to plot a profile along the descending path of the probe (Figure 22). The dose rates were then estimated by simulation with the MERCURE and VISIPLAN 4.0 codes (Figure 23).

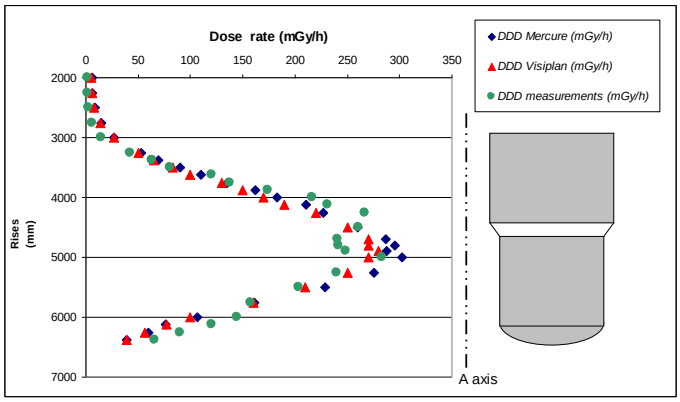


Figure 23: Profile along "A" axis of the measured and calculated dose rates (MERCURE)

The differences between the dose rates estimated with the two codes did not exceed 10% and these calclular were consistent with the mesural results: the maximum calculated value in particular was 292 mGy/h, compared with a measured value of 283 mGy/h.

2.3.6 Conclusion

The analysis method applied to a reactor vessel underwater can be extended to components of any shape. It incorporates a simple solution for dimensioning the system, and a detector-independent method for plotting the calibration curve, making it applicable to any source volume, although an MCNP model including biasing would have provided a better defined spectrum at low energies.

The estimated measurement uncertainty shows that the most significant term arises from the contribution of the core internals to the flux density. This led us to propose a new solution based on tangential measurements, which should diminish the uncertainty about 50%.

CdZnTe detectors, by their efficiency and compact dimensions, have opened new perspectives for in situ radiological characterization. They are capable of obtaining spectra from a few µGy/h to several Gy/h. The solutions proposed for this study are sufficiently reproducible that they can be automated, but these methods remain very dependent on the extent of peak skewing and on the background level. Another solution based on recent methods applied to gamma spectrometry of the actinides (HpGe detector) is now being examined.

Finally, these measurements only provide the activity fraction measurable by nondestructive methods (^{60}Co in this case). In this type of structure, they must be supplemented by activation calculations to estimate the activity of isotopes that are difficult to measure especially pure β emitters but which are of particular importance from a waste management standpoint.

2.4 Mesure de colis de déchets anciens *in situ*

Les opérations d'A&D concernent aussi la Reprise de Colis de Déchets anciens (RCD). Comme évoqué dans le premier chapitre, le conditionnement et l'évacuation des colis des entreposages permettent de réduire le terme source mobilisable dans les installations en démantèlement et répondent à la fonction de minimisation présentée dans le premier chapitre 1 $f(t) = \min\left\{\dot{D}, A, m_f\right\}$, Équation 1. Ces entreposages sur INB sont la conséquence de l'absence d'exutoire des fûts dits « riches » en matière fissile (mf, équation 1). Depuis 2006, date de mise en service au CEA du Centre d'Entreposage des Déchets Radioactif, CEDRA sur le site de Cadarache pour les déchets technologiques alpha riches, a permis d'engager des opérations de reprise et conditionnement de ces colis. Dans ce chapitre, on se propose de décrire une solution originale développée dans le cadre d'un travail de mémoire CNAM [29]. L'étude consiste à concevoir, réaliser, qualifier puis déployer un prototype pour la caractérisation radiologique de déchets anciens sur un chantier de reprise. Il se distingue des deux premiers exemples par une teneur d'actinides significative en présence de produits d'activation et de fission. L'objectif est de démontrer la capacité de gestion de la sous criticité par la mesure de la masse de matière fissile (m_f).

2.4.1 Présentation du contexte industriel

L'objet de l'opération de caractérisation radiologique est d'estimer la quantité de matière fissile (m_f) pour assurer la maitrise de la sous criticité dans la phase de traitement (Figure 2). Pour cela, l'étude porte sur un chantier d'investigation de colis anciens de déchets entreposés dans des fosses de l'atelier de Conditionnement des Déchets Solides de Marcoule (CDS) du centre CEA Marcoule. Les conteneurs de déchets sont entreposés dans trois fosses enterrées, chaque fosse contient une vingtaine de conteneurs de formes et de dimensions variables (Figure 24) contenant des déchets.



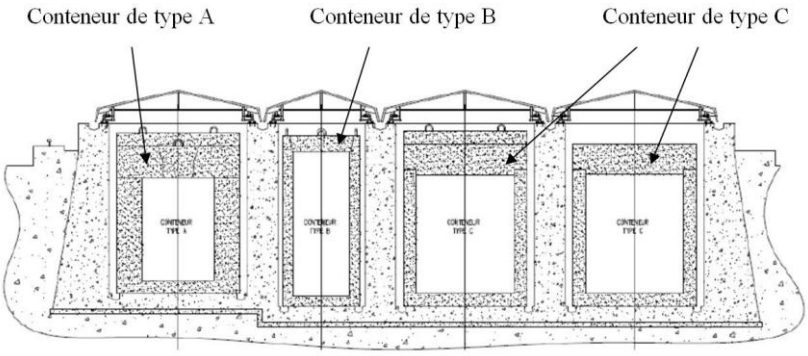


Figure 24 : A gauche vue d'un conteneur entreposé dans une rangée de l'une des 3 fosses HA, représentation des trois types de conteneurs A, B,C, exemple de dimensions pour le type C, 2400 x 2400 x 3150 mm, paroi de 250 mm et épaisseur de couvercle 600 mm

Les conteneurs se différencient aussi par la qualité et la quantité des déchets entreposés qu'ils contiennent. La qualité radiologique et physico-chimique des déchets est répertoriée dans un dossier de connaissance établi à partir de l'historique de production et des installations d'origine (Tableau 13).

Reference de conteneurs	Contenu / Installation d'origine des déchets	Date de mise en fosse	Volume de déchets /Volume utile (m^3)	Inventaire et proportion des émetteurs gamma
C12	50 fûts de 100 l / Diverses	1971	5 / 8,3	^{137}Cs : 99,1 % ^{60}Co : 0,4 % ^{154}Eu : 0,5 %
C13	50 fûts de 100 l / Diverses	1972	5 / 8,3	^{137}Cs : 98,7 % ^{60}Co : 0,9 % ^{154}Eu : 0,4 %
C14	50 fûts de 100 l / Diverses	1974	5 / 8,3	^{137}Cs : 97,3 % ^{60}Co : 2,3 % ^{154}Eu : 0,4 %
C15	Vrac / Diverses	1962 à 1969	8 / 8,3	^{137}Cs : 98,4 % ^{60}Co : 1,4 % ^{154}Eu : 0,2 %
C19	Vrac / G2/G3	1962	8 / 8,3	^{137}Cs : 22,8 % ^{60}Co : 77,2 %

Tableau 13 : Extrait des données radiologiques de conteneurs de déchets radioactifs

L'inventaire est complété par le rapport des activités des émetteurs α et β. Ces données techniques permettent de sélectionner les radios traceurs ^{60}Co et ^{137}Cs mesurables, par la spectrométrie gamma et d'envisager l'estimation la masse de matière fissile (m_f) à partir du ratio des activités des émetteurs α et β.

A ce stade, la description des colis, du contexte et des enjeux industriels sont clairs. La technique d'analyse a été dégagée à partir de ces données, il s'agit de la spectrométrie gamma. Il vient la définition des moyens d'acquisition et de traitement des spectres gamma et le choix d'une technique contradictoire, la mesure neutronique passive, pour établir **une ligne de défense**. C'est une technique d'analyse indépendante pour caractériser l'activité des radionucléides fissiles et répondre aux exigences de défense en profondeur des autorités de sûreté dont le principe est de proposer des dispositifs pour pallier à la défaillance de l'équipement de référence, la spectrométrie gamma. Cependant, le contexte industriel contraint les opérations de mise en œuvre des techniques d'analyse. Le positionnement des détecteurs est imposé par la configura-

tion des colis souvent entreposés avec des contraintes d'espace. La difficulté de ces opérations de caractérisation de colis en entreposage est alors de maitriser le rapport signal sur bruit. Les conteneurs sont en béton de masse volumique de 3,5 g.cm^{-3}. Le couvercle a été percé. Deux carottages de 160 mm ont été réalisés pour assurer les inspections.

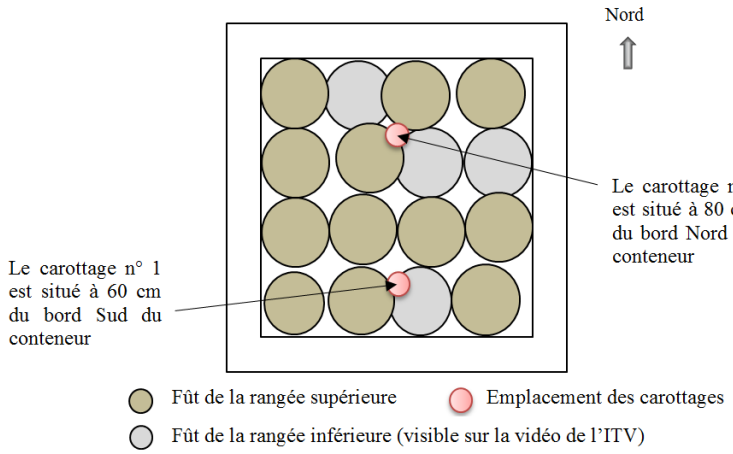


Figure 25 : Représentation de la position des carottages du couvercle d'un conteneur de type C, diamètre de perçage 16 mm

2.4.2 Présentation des équipements d'acquisition

Un caisson a été conçu puis réalisé pour permettre le confinement du détecteur GeHP et son utilisation en milieu hostile. Ce prototype est bâti autour d'un collimateur. Ce collimateur a été défini pour réduire l'influence des sources parasites. Les dimensions du caisson ont été parfaitement ajustées à celles du détecteur et des protections biologiques ont été positionnées autour du détecteur à l'intérieur du caisson inox (Figure 26).

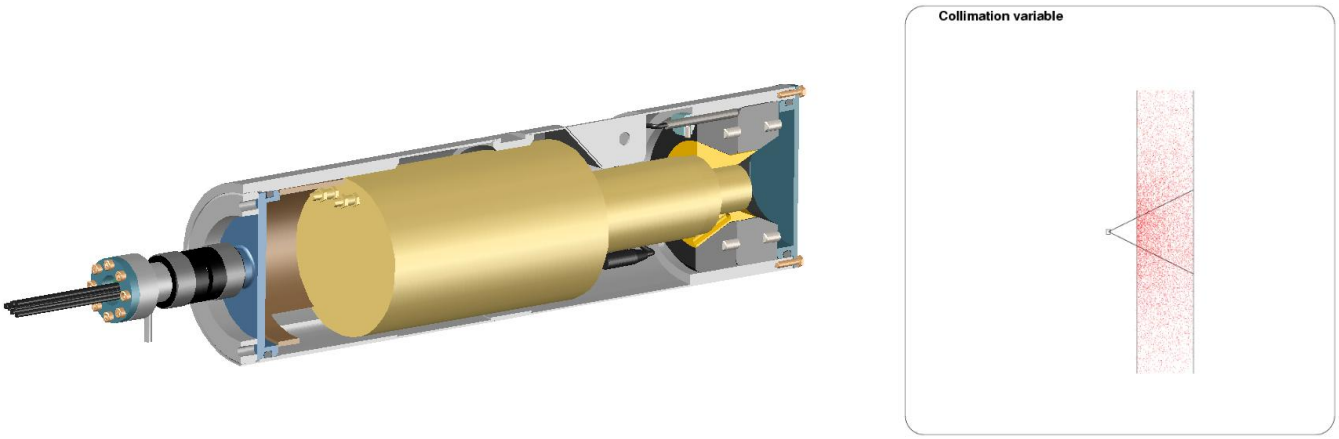


Figure 26 : A gauche vue 3D du détecteur GeHP dans le caisson de confinement pour les mesures en milieu sévère, à droite résultats du module VISTIR du code MERCURE représentation de la zone de tirage des sources (zone collimatée)

Cependant, pour la maitrise du risque de sous criticité, une ligne de défense appuyée sur une technique d'analyse contradictoire est recommandée. La présence d'actinides et plus particulièrement de ^{240}Pu, dont le taux de fission spontanée est significatif, a été déterminant pour la sélection de la deuxième technique. Le comptage neutronique a été logiquement sélectionné malgré une configuration complexe pour laquelle le rapport signal/bruit sera délicat à maitriser. Les blocs de détection neutron ont été réalisés à partir de compteurs et d'un design classiques. Il s'agit de compteurs proportionnels à ^{3}He, placés dans un bloc de polyéthylène. Deux configurations ont été évaluées, structurées à partir d'un ensemble de 8 compteurs placés dans un bloc de polyéthylène de 10,6 cm d'épaisseur (Figure 26).

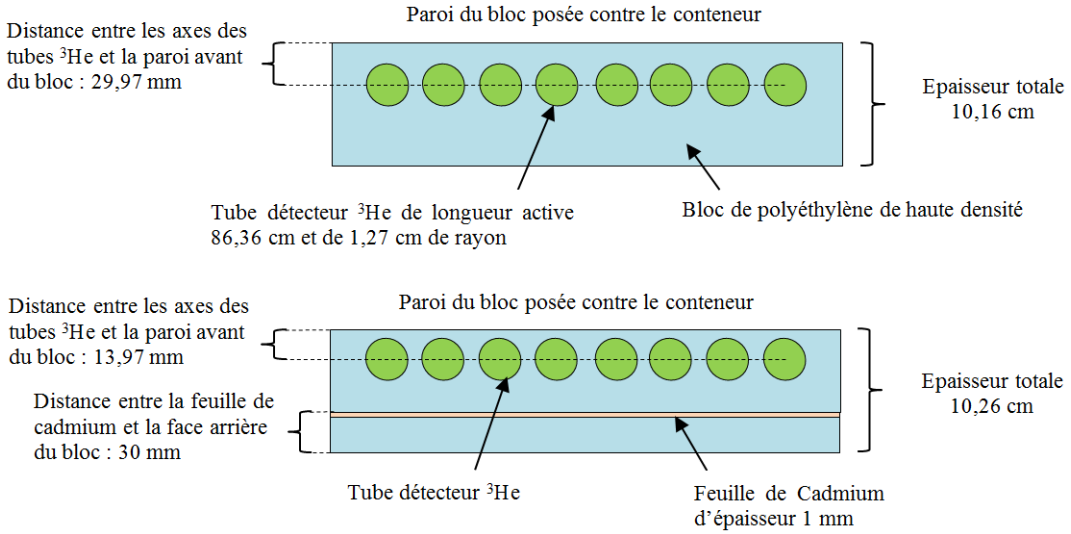


Figure 27 : En haut, schéma d'un bloc constitué de 8 détecteurs ^{3}He placés à 29,97 mm de la surface, en bas schéma d'un bloc constitué de 8 détecteurs ^{3}He placés à 13,97 mm de la paroi et d'un écran de cadmium

L'étude est pilotée par l'optimisation du rapport signal sur bruit dans la configuration de mesure imposée par les entreposages des colis. Pour la définition des dimensions des blocs, la simulation est réalisée en utilisant le code MCNP [46]. Le bloc de détection est placé contre la paroi du conteneur de déchets. Deux simulations ont été réalisées par configuration de bloc : une simulation avec uniquement 2 sources dans le conteneur étudié et une simulation avec 3 sources : 2 sources positionnées dans le conteneur étudié et 1 source positionnée dans le conteneur voisin. Le « comptage utile » est le comptage dû aux neutrons issus du conteneur étudié et le « comptage parasite » est le comptage dû aux neutrons émis dans le conteneur voisin (Tableau 14).

Configuration de mesure	**Cas 1**	**Cas 2**	**Cas 3**	**Cas 4**
Repère (figure)	Figure 27 (haut, sans polyéthylène)	Figure 27 (haut)	Figure 27 (bas, sans Cd)	Figure 27 (bas)
Distance entre l'axe des tubes ^{3}He et la paroi du bloc posé contre le conteneur (mm)	29,97	29,97	13,97	13,97
Epaisseur totale de polyéthylène (cm)	0	10,16	10,16	10,16
Feuille de cadmium (mm)	/	/	/	1
Distance entre la feuille de cadmium et la face arrière du bloc de polyéthylène (mm)	/	/	/	30
Rapport signal sur bruit	0,5	1,5	4,3	6,7

Tableau 14 : Résultats de calcul pour l'optimisation du rapport signal sur bruit pour la mesure d'un conteneur suivants les configurations des blocs contenant les détecteurs ^{3}He

Pour le **cas 1**, les hypothèses de modélisation sont simplifiées. Il n'y pas de polyéthylène dans le bloc. Le comptage issu du conteneur voisin est deux fois supérieur au comptage issu du conteneur étudié. Ce résultat n'a pas de sens pratique, il est une référence pour valider la « configuration neutronique » finale. Dans le **cas 2**, le bloc a été modélisé avec le bloc de polyéthylène (Figure 27, haut). Le comptage parasite est atténué de 76 % (bruit) mais le comptage utile (signal) est réduit de 20 % environ. Dans le **cas 3**, les détecteurs ont été rapprochés de 1,6 cm de la face avant du bloc. Le comptage parasite est atténué de 85 % alors que le comptage utile a augmenté de 42 %. Dans le **cas 4**, les détecteurs ont également été rapprochés de 1,6 cm vers la face avant du bloc et une feuille de 1 mm de cadmium a été intercalée à 3 cm de la face arrière du bloc. L'ajout de la feuille de cadmium permet d'atténuer de 90 % le comptage parasite (au lieu de 85 % dans le cas 3).

Les deux technologies ont été mises en œuvre, seuls les résultats obtenus en spectrométrie gamma sont reportés ici. Ces résultats sont présentés dans les paragraphes suivants.

2.4.2.1 Description du pré et post traitement des calculs. Evaluation de l'incertitude associée à la fonction de transfert

L'estimation de l'incertitude associée à la fonction de transfert est une application des principes présentés dans les chapitres précédents. Dans ce cas d'application, les paramètres d'influence caractérisent les déchets et les sources (Tableau 15).

Paramètres variables	Plage de variation
Energie des photons γ	59 keV : raie principale de l'^{241}Am 662 keV : raie du ^{137m}Ba descendant en équilibre du ^{137}Cs 1,17 MeV : raie du ^{60}Co 1,33 MeV : raie du ^{60}Co
Densité du déchet	de 0,1 à 3,0 g.cm^{-3}
Composition du déchet	3 compositions différentes
Répartition de l'activité	Répartition au travers de 26 sources dont les positions sont fixes ou aléatoires dans le volume utile
Géométrie de la source	Ponctuelle ou parallélépipédique

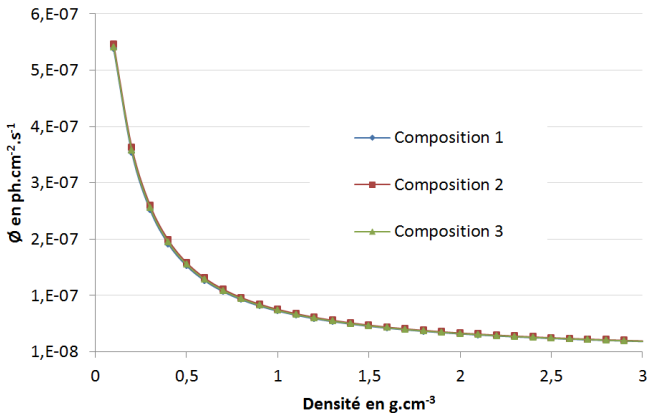
Tableau 15 : Inventaire des paramètres variables et dynamiques retenues pour l'estimation de l'incertitude associée à la fonction de transfert (FT(E))

Ces paramètres d'influence et leurs intervalles ont été utilisés pour l'estimation de l'incertitude associée à la fonction de transfert. Dans un premier temps une étude de sensibilité a permis de valider la faisabilité de la caractérisation radiologique par spectrométrie gamma. Le niveau de l'incertitude relative est le critère de décision. Dans un second temps, à partir des résultats de l'étude de sensibilité, le calcul de l'incertitude est proposé.

Au regard du nombre conséquent de calculs, une solution originale d'évaluation de l'incertitude a été développée. Il s'agit d'un pré et post processeur de calculs de fonction de transfert. Le code de calcul est le code MERCURE. Le logiciel Scilab version 5.4.1 a été utilisé pour développer un pré et post processeur. Le post processeur s'appuie sur un générateur aléatoire. Un ensemble de calculs représentatif des configurations des déchets a été proposé. Ces cas d'étude sont des indicateurs utiles pour les requêtes de collecte de données techniques supplémentaires à l'image des travaux conduits sur l'échangeur de l'usine GBI. L'activité totale contenue dans le colis est normalisée (1 Bq, ^{137}Cs) pour les cas d'étude suivants :

- étude de l'influence de la qualité des matériaux de la matrice ($C_{m,}$ 1,2,3) et de la masse volumique (ρ) pour une source homogène ($A_{H,}$ activité répartie de façon homogène dans le colis), par l'analyse du débit de fluence au centre du détecteur en fonction de la masse volumique pour trois compositions (Figure 28 1a),
- étude de l'influence de la répartition de l'activité pour 26 sources ponctuelles fixes, pour une distribution hétérogène de l'activité (A_{Vr}) et la composition 3 (Figure 28 2a),
- étude de l'influence de la répartition de l'activité 3 sources ponctuelles disposées aléatoirement dans la matrice pour la composition 3 et une masse volumique (ρ) fixe (Figure 28 2b).

Figure 1a



C_m : Composition des matériaux					
	Acier	PVC	Bitume	Béton	Inox
1	5%	95%	/	/	/
2	50%	50%	/	/	/
3	5%	20%	20%	30%	25%

Figure 2a

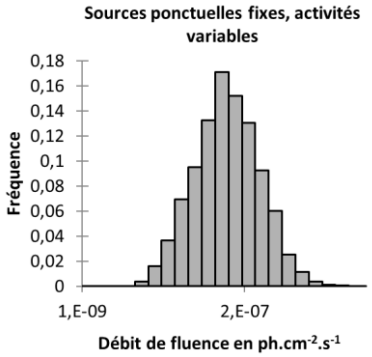


Figure 2b

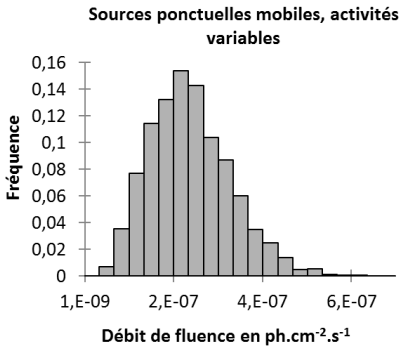


Figure 28 : 1a, variation du débit de fluence en fonction de la masse volumique pour les trois compositions de déchets pour une source de ^{137}Cs d'activité homogène de 1 Bq, 2a Distribution des débits de fluence calculés au centre du détecteur avec 26 sources ponctuelles fixes pour une masse volumique de 0,5 g.cm^{-3} ,5000 tirages, 2b Distribution des débits de fluence calculés au centre du détecteur avec 26 sources ponctuelles réparties spatialement et en activité de façon aléatoire pour une masse volumique de 0,5 g.cm^{-3} ,5000 tirages

A partir des résultats de l'étude, le poids de chaque variable est dégagé. Dans la configuration la plus défavorable, le débit de fluence évolue d'un facteur 19 lorsque la masse volumique du déchet varie de 0,1 g.cm^{-3} à 3,0 g.cm^{-3}. L'influence de ce paramètre est encore plus significative lorsque l'activité est concentrée en un point (notion de Ftmin présentée dans le cas de l'échangeur de l'usine GBI). On retiendra que la localisation de la source dans la matrice du déchet a une influence importante notamment lorsque la source est unique et la masse volumique de la matrice est élevée. Il est impératif de débuter dans la phase préparatoire de l'opération de caractérisation radiologique par la considération de ce cas extrême pour optimiser la position du détecteur. Le module de calcul devient alors un outil pour déterminer la faisabilité de la mesure car les opérations de caractérisation sur la base de raies d'énergie inférieure à 200 KeV ne sont pas rares pour des matrices de densité supérieure à 1 - démarche qu'il faut éviter mais qui est, grâce au pré et post processeur, maintenant outillé.

La combinaison de ces variables (M_v, A_V) est traitée dans la définition de la fonction de transfert qui suit. Le radio traceur ^{137}Cs a été retenu, il vient l'estimation dans une configuration de mesure de la valeur de l'incertitude associée à la fonction de transfert. La composition (matériaux) du déchet n'a pas d'influence sur l'atténuation des rayonnements gamma à l'énergie de 662 keV. Cependant une composition représentative des déchets est retenue, la composition 3 (Figure 28). Les sources élémentaires parallélépipédiques (volume 5 litres) sont conformes à la contamination contenue dans les déchets. Les sources ponctuelles dans les colis sont interdites dans les colis de déchets. Les volumes sources élémentaires ont été modélisés en affectant aléatoirement à chacun d'eux une densité comprise entre 0,01 à 2,00 g.cm^{-3} dynamique qui est le reflet des masses minimale (55 kg) et maximale (227 kg) du volume total utile des déchets. La répartition de l'activité totale entre les sources élémentaires a été tirée aléatoirement pour une activité totale d'1Bq (Figure 29).

Source de ^{137}Cs				**Déchets**						**Nombre total de tirages**
Elémentaire			Totale							
Nombre	Position	Energie γ	Répartition Activité	Composition physicochimique					Masse volumique (g.cm^{-3})	
				Acier	PVC	Bitume	Béton	Inox		
26	fixe	662 keV	hétérog.	5%	20%	20%	30%	25%	aléatoire, entre 0,01 et 2,00	20000

Tableau 16 : Données de modélisation et de simulation pour la détermination de la FT(E) du ^{137}Cs

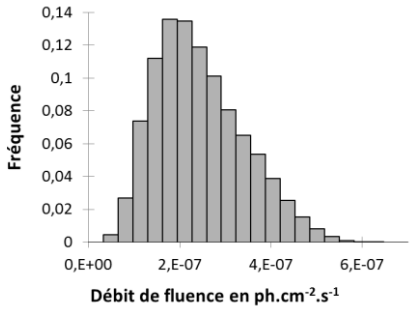


Figure 29 : Distribution des débits de fluence calculés au centre du détecteur pour le ^{137}Cs pour des sources volumiques réparties de façon aléatoire dans la matrice d'activité globale de 1 Bq pour une distribution aléatoire de densités comprises entre 0,01 et 2,00 g.cm-3. Représentation pour 20000 tirages

La distribution est très asymétrique comme le confirme le coefficient d'asymétrie calculé qui est de 0,57. Elle est caractérisée par les indicateurs suivants (Tableau 17) et conduit à l'expression d'une incertitude relative associée à la fonction de transfert de 50% (k=1).

^{137}Cs	Indicateurs de la distribution (ph.cm^{-2}.s^{-1})				
662 keV	Minimum	Maximum	Moyenne	Ecart type σ (k=1)	Incertitude relative (k=1)
	3,0.10^{-08}	6,4.10^{-7}	3,3.10^{-7}	1,8.10^{-7}	0,5

Tableau 17 : Indicateurs de la distribution des débits de fluence calculés (ph.cm^{-2}.s^{-1}) pour 1 Bq de ^{137}Cs

L'expression de l'incertitude associée est ensuite appliquée pour exprimer la fonction de transfert $FT_{1Bq\ 137\ Cs}$ pour 1 Bq de ^{137}Cs: $FT_{1Bq\ 137\ Cs}$ = 3,334.10^{-7} ± 1,751.10^{-7} ph.cm^{-2}.s^{-1}/ 1Bq de ^{137}Cs (k=1).

2.4.2.2 Résultats de mesure in situ

Les mesures ont été réalisées avec un détecteur GeHP de faible taille (25 mm² x 10 mm) placé dans un caisson (Figure 26). Il a été positionné successivement au-dessus des deux trous de carottage (Figure 30).





Figure 30 : Détecteur GeHP et son caisson installés en configuration de mesure

La durée d'acquisition est pilotée par précompte. En pratique, une Précision Statistique (PS) est ciblée. Elle a été fixée à : 3% sur les pics d'absorption totale pour les radionucléides servant de traceur (^{137}Cs). La PS est définie par la relation PS = $1/\sqrt{N}$. Le nombre de coups nets doit donc être supérieur à 1200 coups (Tableau 18).

		Carottage sud			Carottage nord		
	Energie	Surface du pic	FWHM (keV)	Temps de mesure (s)	Surface du pic	FWHM (keV)	Temps de mesure (s)
C 13	662 keV	32879	1,308	8842	163981	1,342	24922
	1,17 MeV	/	/		377	1,392	
	1,33 MeV	/	/		265	1,447	
C 12	662 keV	56567	1,274	22700	1343	1,234	16733
	1,17 MeV	973	1,547		97	/	
	1,33 MeV	815	1,812		70	/	

Tableau 18 : Résolutions des pics d'absorption totale du ^{137}Cs et du ^{60}Co pour les spectres d'acquisition obtenus sur les conteneurs C12 et C13

Les précisions statistiques obtenues sur les spectres gamma du conteneur C13 (Tableau 18) sont de 1% sur le pic à 662 keV du ^{137}Cs et entre 5 et 8% sur les pics à 1,17 et 1,33 MeV du ^{60}Co. La mesure réalisée sur le carottage sud a également montré la présence d'^{154}Eu avec deux raies à 1004 keV et 1274 keV. Ces raies n'ont pas été exploitées pour l'expression quantitative en raison de leurs mauvaises statistiques de comptage. L'expression de l'activité des radionucléides présents dans les spectres gamma a été estimée. Ces données ont d'abord été comparées aux spectres types, le ratio des activités : ^{137}Cs/^{60}Co étant le premier indicateur de pertinence pour la méthode de déclaration. Le spectre de référence qui a été retenu est donc le spectre S024 (Tableau 19).

	^{137}Cs	**^{60}Co**	**Référence du spectre type**	Ratio activités ^{60}Co/^{137}Cs
LD en Bq (k=1,96)	$1{,}3.10^{8}$	$1{,}5.10^{7}$	S011	1,92.10-5
Activité (en Bq)	$10{,}0.10^{9}$	$5{,}2.10^{7}$	S012	3,07.10-4
Incertitude relative sur l'activité (k=1)	53,0 %	51,0 %	S017	5,84.10-2
	/	**$5{,}2.10^{-3}$**	S020	1,04.10-3
			S024	**1,75.10-3**
			S026	2,04.10-1

Tableau 19 : Activités et limites de détection

A partir des activités en ^{137}Cs et en ^{60}Co, l'activité totale des émetteurs βγ non mesurés est estimée puis à partir du rapport α/β de 7,51 % du spectre type (S024, Tableau 19) complété par l'isotopie du plutonium « P004 » une masse de matière fissile est déclarée (^{239}Pu, ^{241}Pu).

	^{238}Pu	**^{239}Pu**	**^{240}Pu**	**^{241}Pu**	**^{242}Pu**	**^{241}Am**	**Total**
Activité (Bq)	$7{,}536.10^{8}$	$2{,}814.10^{9}$	$1{,}818.10^{9}$	$1{,}620.10^{10}$	$1{,}138.10^{6}$	$7{,}818.10^{4}$	$2{,}159.10^{10}$
masse (g)	$1{,}190.10^{-3}$	1,225	0,217	$4{,}230.10^{-3}$	$7{,}766.10^{-3}$	$6{,}156.10^{-7}$	1,45

Tableau 20 : Activités alpha (1σ) et masses correspondantes par radioélément à partir des radionucléides traceurs et du spectre ancien S024

L'incertitude relative associée aux activités α et aux masses est de 51,6% (k=1). La masse totale de matière fissile est estimée à : 1,45 g ± 2,24 g (k=3). La limite de détection en masse de Pu totale est de 0,93 g. Elle a été calculée à partir de l'activité alpha déduite de la limite de détection en ^{60}Co.

2.4.3 Conclusion

Une nouvelle méthodologie pour la caractérisation radiologique de déchets (gros volumes) *in situ* se dégage de ces travaux. La démarche classique décomposée en trois phases : recueil des données, acquisition et traitement, est enrichie par une approche novatrice pour la phase opérationnelle. Ce complément consiste à établir la faisabilité puis l'optimisation de l'opération de caractérisation radiologique à partir de l'évaluation de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt. Le processus d'évaluation de l'incertitude est instrumenté par un robot de calcul alimenté par les spécifications radiologiques et techniques des déchets. Le résultat prend la forme, pour une configuration donnée, de l'expression *a priori* d'une incertitude et d'un schéma de calcul (repère 2, Figure 31).

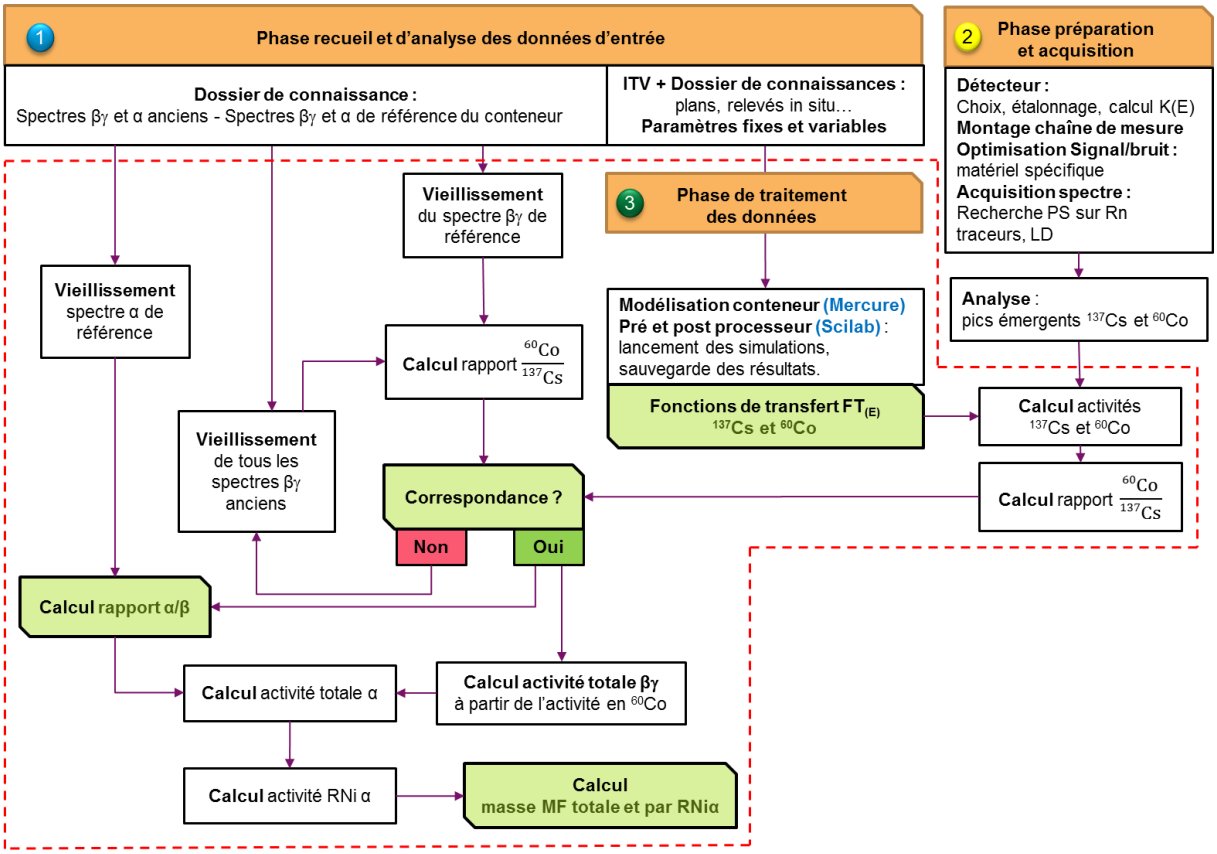


Figure 31 : Schéma global de la méthode de déclaration de la masse de matière fissile

L'intégration du robot de calcul des incertitudes, dans les progiciels de traitement des spectres gamma est en cours. Cet outil numérique doit permettre d'optimiser la mesure de composants complexes et en particulier il sera utile pour placer le détecteur dans la scène afin de réduire l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt. Dans le cas de l'instrumentation de procédé de reprise pour la maitrise de la sous criticité, une technique d'analyse indépendante est exigée, c'est une ligne de défense. La mesure neutronique a été étudiée. Un bloc composé de 8 compteurs a été optimisé et sera exploité lors de prochaines campagnes de mesures en appliquant la même méthode d'optimisation.

Dans ce document, cette méthodologie s'applique à des composants ou déchets pour lesquels des données radiologiques existent. Le spectre type est la donnée pivot de la méthode mais ce principe est applicable à l'ensemble des techniques de caractérisation de composants *in situ*.

2.5 Une synthèse

La caractérisation radiologique *in situ* de gros composants est une technique qui malgré plus de 30 ans de retour d'expérience [48], souffre d'un développement qui ne répond pas encore totalement aux attentes des enjeux portés par les opérations d'A&D. Les trois études présentées dans ce chapitre tentent de clarifier les domaines d'application et les limites des technologies actuelles. Sans écarter les techniques de mesure issues des pratiques de la radioprotection comme la mesure de débit dose ou plus récemment le comptage neutronique *in situ*, la spectrométrie gamma reste la technique de référence pour des raisons de facilité de mise en œuvre et de qualité des informations apportées. Cependant, la mesure *in situ* se distingue des pratiques de laboratoire par de nombreux paramètres, dont le principal est la méthode de traitement des données brutes. « L'échantillon », le gros composant, n'est pas normalisé ou adapté à la technique de mesure. Ainsi l'exploitation dépend de la capacité à tracer les fonctions de transfert [26], subordonnée à l'évaluation de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt. L'exploitation de cette technique passe donc par le développement des dispositifs de mise en œuvre et le traitement des spectres gamma novateurs [29].

Une fonction essentielle dans la phase d'acquisition, est la fonction de collimation. Cette fonction est décomposée en trois termes distincts la protection latérale, l'angle solide et la réduction de flux par interposition d'un écran entre la source et le détecteur. La forme la plus originale est le dispositif proposé pour la caractérisation sous eau de la cuve de réacteur [28][28]. On retrouve dans ce dispositif les trois fonctions de collimation avec une solution originale pour la maitrise de l'angle solide. Cette solution combine l'eau, l'air grâce à une canne placée à l'avant de la protection latérale et une position particulière de l'axe d'observation. Le résultat a permis d'isoler (angle solide réduit) une fraction de la

paroi de la cuve et d'exprimer une activité surfacique confirmée par les résultats de calcul. La fonction de collimation est un axe de R&D a part entière. Elle est souvent négligée, pourtant les perspectives dans ce domaine sont nombreuses.

Le choix des détecteurs et le tracé de la fonction de rendement ont été décrits à partir de trois cas d'application. La sensibilité de la technique aux variables responsables de l'atténuation des rayonnements gamma n'est plus à démontrer. Quels sont les solutions dégagées de ces travaux ?

La solution dégagée de la caractérisation de l'échangeur pour réduire ou maitriser le principal terme d'influence est de disposer du couplage du nombre de points de mesure avec l'expression de l'incertitude associée à la mesure. L'optimum de cette méthode consiste à observer le gros composant sous forme de volumes élémentaires de petites tailles, en réduisant ainsi l'influence de l'atténuation et de la répartition du contaminant sur l'expression de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt. Il vient alors le concept de volume infiniment petit ou réduit à un point observé avec la trajectoire dans la matrice du composant la plus courte possible. La configuration de la cuve du réacteur est une application directe de ce concept. La collimation mise en œuvre réduit le volume observé à quelques cm^3. Cette configuration est une application directe de la réduction ou la maitrise de l'incertitude associée à l'activité. Ce cas est intéressant car l'application de la méthode suppose une répartition maitrisée de l'activité dans le composant (fonction de distribution). C'est le cas de composants sous flux neutronique. L'activité d'un point de la cuve est alors propagée suivant la fonction de répartition obtenue par calcul. Ces deux cas montrent, sans surprise, que la caractérisation de gros composants tend vers une fragmentation de la source soit en isolant un petit volume, cas de la paroi du réacteur, soit en réalisant un nombre important de mesures dont le résultat global est la somme des activités fragmentaires. Le troisième cas représente la configuration la plus contraignante. Il n'est pas possible de décrire la qualité radiologique à partir d'une fraction des colis empilés dans le caisson puisque la fonction de répartition n'est pas représentative. La répartition est discontinue par définition. De plus, la réalisation d'une caractérisation à partir d'un nombre important de points est impossible pour ce genre de configuration. L'entreposage de déchets est la configuration la plus pénalisante. Vient la nécessité de développer une méthode qui s'appuie sur le concept de découpage de la source à partir d'un point de mesure unique. Une solution est numérique. Elle a nécessité la conception et le développement d'un robot de calcul. Elle suppose que l'objet observé compris dans l'angle solide du système d'acquisition est une somme de sources radioactives de petites tailles. Dans chaque volume est affecté une qualité physico chimique et une source de contamination (qualité du radionucléides et niveau d'activité) de façon aléatoire. Un nombre important de configurations est généré. La distribution des résultats est ensuite traitée pour fournir une évaluation de l'incertitude associée à l'activité. Actuellement c'est la voie retenue pour la définition des matériels et des techniques de traitement des spectres. Cette approche est un axe d'expérimentation de dispositif de caractérisation autonome sur plateforme robotisée.

Dans ce domaine, l'essentiel de ma contribution est concentré dans la définition de la fonction de collimation et sur une méthode d'estimation de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt. Le couplage de robot de calcul avec l'optimisation de la mise en œuvre ouvre des perspectives de développements sur les capacités de positionnement automatisé [robot] des détecteurs.

La caractérisation radiologique de gros composants dans l'industrie de l'ensemble du cycle du combustible est un champ de R&D important. Au-delà des démarches focalisées uniquement sur les instruments, s'ouvre un champ de R&D qui combine les disciplines, en couplant, par exemple, les données techniques collectées dans la phase d'étude bibliographique (SI) avec l'ensemble des lignes d'acquisition. Ce sujet a été abordé dans le cadre de la caractérisation des déchets anciens. Le couplage des nouvelles technologies de détecteur, des progiciels de traitement et des plateformes de robotiques sont des axes de développement, ils sont présentés dans le chapitre consacré aux perspectives et axes de R&D.

Chapitre 3 Les systèmes de caractérisation radiologique pour le suivi d'assainissement

L'assainissement, opéré par voie chimique ou mécanique, est une opération pour réduire le terme source mobilisé dans l'installation, réalisée sur les composants contaminés après la mise à l'arrêt définitif de l'installation (Tableau 21). L'assainissement est un procédé qui est représenté par le livre de procédé simplifié, décrit dans le premier chapitre par la **fonction traitement** (Figure 2). L'indicateur de performance de ces procédés est le Facteur de Décontamination (FD), qui est « *le rapport de la concentration initiale en substance radioactive contaminante, à la concentration finale, à la suite d'un processus de décontamination* » [48]. Ce facteur de décontamination est complété par le Facteur de Réduction du Débit de Dose absorbée (FRDD), dont la lecture est plus opérationnelle.

Besoins	**Type d'installation (cycle du combustible)**	**Radionucléides**
Mesure de gros composants [in situ] _ Inventaire amont	*Amont du combustible enrichissement, réacteur (GV, cuve …), usine de retraitement des combustibles usés, colis anciens.*	***Uranium, produits de fission et d'activation, plutonium et actinides mineurs***
Mesure de facteur de décontamination [in situ], de pièces élémentaires _ Suivi de procédé	Enrichissement, usine de retraitement des combustibles usés, réacteur (GV …), usine de fabrication de combustibles.	**Uranium, produits de fission, produits d'activation, plutonium et actinides mineurs**
Instrumentation de la ligne de production des colis de déchets et déclassement de l'installation	***Amont du combustible, enrichissement, réacteur, usine de retraitement des combustibles usés, colis anciens***	***Radionucléides pénalisant pour la sûreté.***

Tableau 21 : Sujets de caractérisation radiologique dans les phases d'inventaire et de suivi de production

Il existe peu de méthodes et d'équipements industriels pour le suivi radiologique des opérations d'assainissement *in situ*. Cela constitue donc un domaine à investiguer afin de répondre au processus de réduction du terme source dont on rappelle qu'il est porté par la fonction de réduction générale présentée dans le premier chapitre ($f(t) = \min\left\{\dot{D}, A, m_f\right\}$, Équation 1). Le traitement par assainissement est une fonction du temps, les résultats de mesures évoluent dans le temps.

Le sujet est illustré ici par deux exemples traités dans le cadre de travaux de mise au point de systèmes de caractérisation radiologique *in situ*. Le premier concerne une usine de retraitement de combustibles usés et particulièrement les cuves de stockage des produits de fission qui ont été assainies par voie chimique. Le second concerne des équipements de confinement, les boites à gants, d'une usine de fabrication de combustibles où la maitrise de la sous criticité est garantie par la gestion du hold-up (masse de matière fissile (mf en g) en cours).

3.1 Caractérisation radiologique de cuves contenant des Produits de Fission (PF)

Dans le cadre du démantèlement d'une installation dédiée à la recherche et développement sur le retraitement des combustibles usés [8], des campagnes de mesures *in situ* ont donné lieu au développement de méthode et de moyens pour le monitoring de l'opération d'assainissement [49]. L'objet de ces campagnes est de consolider les données radiologiques utiles à l'élaboration du scénario de démantèlement. Dans ce chapitre, deux cas de composants contaminés par des Produits de Fission (PF) sont présentés, le premier concerne une cuve de stockage, le second est consacré à un ensemble de quatre cuves. Ainsi deux configurations distinctes sont traitées. La première scène contient une source unique, la seconde plus complexe est composée d'au moins 4 sources (4 cuves PF). Ces deux exemples servent de support à la présentation des résultats de R&D.

L'Atelier Pilote de Marcoule (APM) est en cours de démantèlement. L'arrêt définitif a été prononcé en 1997. Depuis cette date, les opérations d'assainissement ont été réalisées et le démantèlement de certains équipements a été engagé. La phase présentée dans ce document est une étape amont où les études du démantèlement sont couplées à des opérations d'assainissement. Le choix de décontaminer certains équipements est argumenté sur la base des niveaux d'activité, l'absence d'exutoire pour les futurs colis de

déchets, la volonté de réduire les niveaux d'activité dans des volumes étendus, et le choix d'opérer le démantèlement le plus rapidement possible par l'intervention humaine directe. Durant la phase d'assainissement, des opérations de mesure *in situ* accompagnent les résultats d'analyses radiochimiques réalisées en laboratoire sur les effluents pour estimer le facteur de décontamination.

3.1.1 Moyens de mesure *in situ* mis en œuvre pour la caractérisation radiologique de cuves PF

Pour les différentes caractérisations radiologiques, les techniques d'analyse suivantes ont été utilisées : la spectrométrie gamma, la mesure de débit de dose, l'imagerie gamma. Les détecteurs de spectrométrie gamma compatibles avec les contraintes industrielles ou de bâtiments en cours de démantèlement sont les sondes équipées de cristaux de CdZnTe [50]. Ces matériels présentent une réponse énergétique en adéquation avec les radionucléides rencontrés (< 2 Mev). Le faible rendement de détection est compatible avec les niveaux d'activité rencontrés (> 1GBq). L'encombrement et le poids sont aussi très faibles facilitant ainsi le positionnement des sondes dans les scènes à caractériser.

Les investigations radiologiques *in situ* débutent par l'exploitation d'instrumentation de radioprotection. La mesure de débit de dose renseigne rapidement sur le niveau général du terme source ou permet de définir une cartographie rapide de la scène. Ainsi, la cartographie délimite les points ou zones de concentration de la contamination. La maitrise de la contamination labile est assurée par la mesure de prélèvements atmosphériques. Les conditions opérationnelles sont ainsi définies grâce à ces deux méthodes d'évaluation exploitées couramment par la radioprotection. Dans une seconde étape, grâce à la spectrométrie gamma, la qualité des radionucléides est observée. Enfin, dans le cas de scènes complexes, situation pour laquelle, par exemple, la forme de la source n'est pas maîtrisée ou encore dans le cas où les sources sont nombreuses, la mise en œuvre de techniques d'imagerie comme la caméra gamma est impérative.

Deux configurations de mesure qui se distinguent par la qualité des instrumentations mises en œuvre et la méthodologie de traitement appliquée sont présentées. Le choix des techniques d'analyse est dicté par les conditions opératoires et le nombre de sources radioactives dans la scène.

3.1.2 Cas d'une source unique : Suivi d'assainissement d'une cuve de Produits de fission

La première scène est composée d'une cuve placée dans un local inaccessible. Cette scène est caractérisée par une configuration radiologique favorable. Le composant principal, la cuve, contient la source principale et elle est isolée du bruit par des murs de forte épaisseur. Une opération importante d'assainissement a été réalisée sur cette cuve contenant des produits de fission. Ce terrain expérimental est donc favorable pour tester des équipements et valider des méthodes de traitement des données brutes. Il s'agit alors d'instrumenter cette opération d'assainissement pour réaliser :

- le point zéro préambule de l'opération,
- le suivi d'assainissement,
- l'état final de fin d'assainissement.

Les séquences de mesure débutent par une cartographie de débit de dose réalisée suivant une ligne à l'aplomb du carottage pratiqué en toiture suivant un pas de 50 cm. La hauteur totale de la case est de 550 cm. La séquence d'acquisitions de mesures sera ensuite reproduite durant la période d'assainissement (Figure 32) pour observer l'évolution du débit de dose.

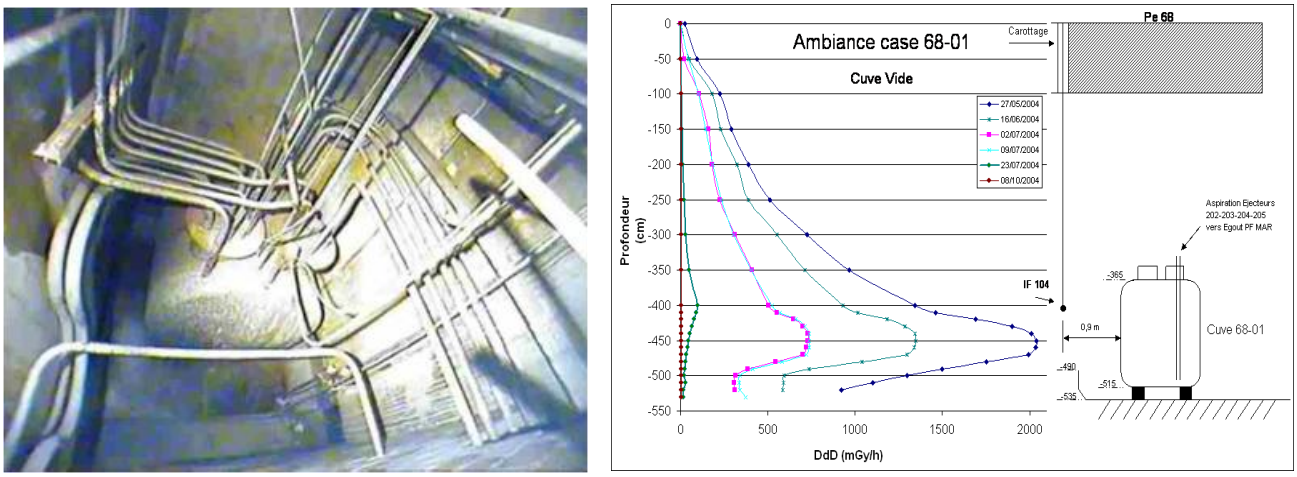


Figure 32. A droite, résultats de mesure de débit de dose durant la séquence d'assainissement, à gauche photographie de la configuration de la cuve 68.01 contenant des produis de fission

Après chaque phase d'assainissement, l'évolution du profil est tracé la cuve vide. La source principale est concentrée en fond de cuve et l'évolution du niveau du débit dose est proportionnel aux résultats d'activité volumique estimée par analyse destructive sur l'effluent de décontamination. Ce couple de techniques d'analyse est couramment exploité et répond aux besoins de suivi opérationnel.

La mesure du débit de dose dans les premières phases apporte le constat d'un fort contraste dû à la concentration de la source en fond de cuve. Après le retrait de la source principale, le contraste moins marqué est un handicap pour l'interprétation et exige une sélectivité spatiale plus prononcée. Un système spécifique a été développé pour répondre à la cartographie directe de la scène et répondre au suivi par la fourniture d'indicateurs de performance d'assainissement, le facteur de décontamination. Pour cela, un collimateur [51] a été breveté. La sonde de spectrométrie gamma ou de débit de dose est placée dans un étui en cuivre (repère 1, Figure 33). La réduction du bruit est assurée par des pièces de plomb librement assemblées (repère 2, Figure 33). Une pièce définissant plusieurs angles solides est positionnée à l'avant du détecteur (repère 3, Figure 33). La combinaison des protections de plomb et des pièces configurant l'angle solide confère à cet équipement une modularité importante qui répond aux configurations très variées des scènes à caractériser dans le cadre des opérations de suivi d'assainissement de composants.

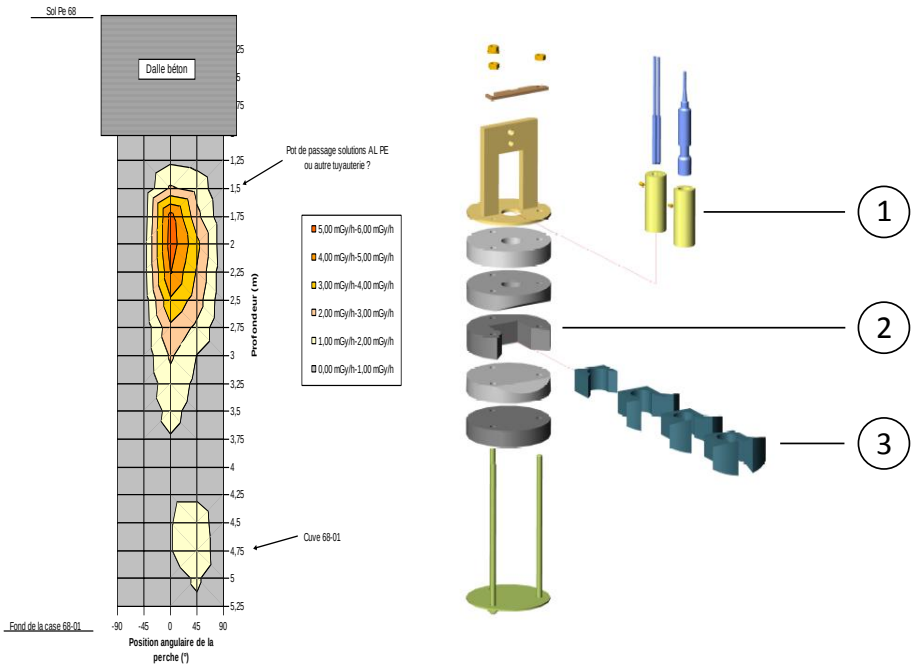


Figure 33 : A gauche cartographie de débits de dose absorbée de la cuve en cours d'assainissement, à droite représentation 3D du collimateur modulaire [51]

Les résultats relevés ont été placés dans une matrice. Deux formes de résultats sont alors exprimées.

La première en temps réel est une carte qui, superposée avec une image visuelle de la scène, est un outil de localisation des points de concentration de la contamination (Figure 32, Figure 33).

La seconde forme est obtenue à partir de l'analyse des profils de débit de dose, cuve vide, puis cuve pleine. L'analyse des deux profils montre qu'il existe une contamination résiduelle en fond de cuve et un point de concentration, probablement au niveau des éjecteurs. En effet, dans la configuration cuve pleine le débit de dose maximal est atteint en fond de cuve, alors que, dans l'autre cas, il est atteint en partie centrale. Il existe donc un point de concentration au centre de la cuve qui est invisible, quand cette dernière est pleine, en raison de l'atténuation des γ par le liquide. Deux points de concentration sont donc identifiés.

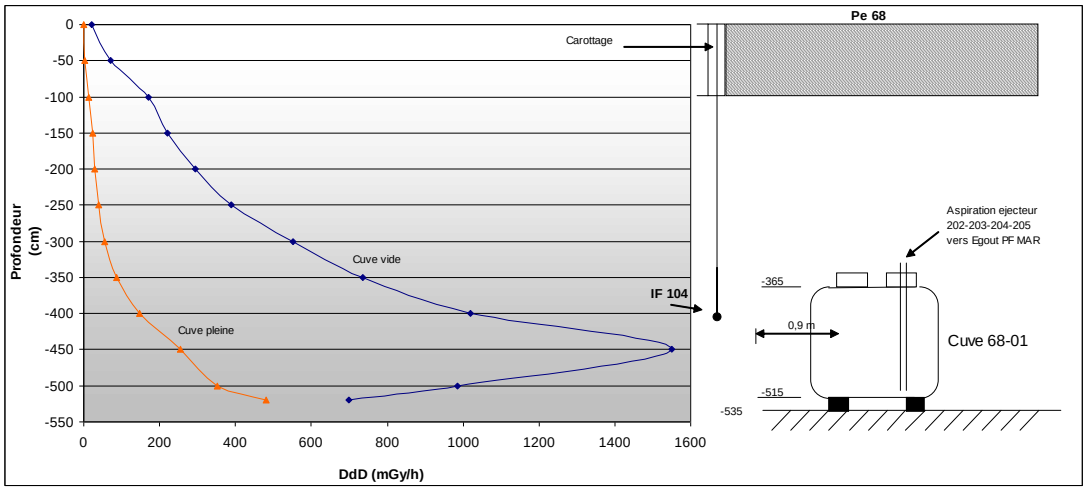


Figure 34 : Profil de débit de dose sans collimation dans deux configurations, cuve pleine (1500 L) puis cuve vide

L'expression de l'activité contenue dans la cuve est obtenue en exploitant le logiciel Visiplan [46]. Visiplan est un code calcul de dose en trois dimensions basée sur la méthode point de Kernel qui présente l'avantage de disposer d'une interface graphique simplifiée pour le tracé ou le traitement de fichiers 3D [52]. De plus, une méthode inverse implémentée dans le code permet d'exploiter une série de mesures pour estimer l'activité contenue dans le composant. Le logiciel Visiplan est mis en œuvre sur la base d'une modélisation physique de la configuration « géo–mécanique » de la scène (plans), du profil de débit de dose (Figure 34), de la distribution des sources et du spectre type (100% ^{137}Cs). L'information obtenue est la combinaison la plus probable de la répartition entre les deux sources : éjecteur et fond de cuve (Figure 36).

Longueur de mât (mm)	***DDD calculé mGy/h***	***DDD mesuré mGy/h***
1850 (face à l'éjecteur)	343	347
4250 (face à la cuve)	1050	1232

Tableau 22 : Résultats de traitement des résultats de mesure avec ajustement de la répartition de l'activité entre les deux sources ponctuelles

Une série de combinaisons a été proposée afin d'ajuster le profil de débit de dose calculé avec les données mesurées. Il vient une activité de 60 TBq en fond de cuve et de 5 TBq par éjecteur soit une activité totale de l'ordre de : **80 TBq**.

3.1.3 Cas d'une scène multi sources : Suivi d'assainissement d'une cuve de Produits de fission

La mesure de débit de dose absorbée [collimatée ou non] est le socle des techniques d'instrumentation des opérations d'assainissement. Une cible exprimée en débit de dose est souvent fixée, elle répond à la qualification des conditions opératoires et plus généralement à l'équation qui régit les opérations d'A&D $f(t) = \min\left\{\dot{D}, A, m_f\right\}$, Équation 1). L'indicateur de performance est alors un Facteur de Réduction de Débit de Dose (FRDD). La fin ou cible de l'opération d'assainissement de la cuve 68.01 a été fixé à un niveau acceptable pour permettre une intervention humaine, c'est à dire un débit de dose inférieur à : 0,2 mGy/h.

La simplicité de ce cas d'étude a permis de valider de nouvelles méthodes de déclaration de l'activité. L'approche méthodologique est classique, elle repose sur un problème inverse. Pour cela, le logiciel Visiplan [46] et MERCURE [34] sont mis en œuvre sur la base d'une simulation physique simplifiée. Par exemple, en fin d'opération d'assainissement, la source localisée par la méthode de collimation (Figure 33) est assimilée à une source ponctuelle, puis une méthode inverse est appliquée à partir du profil de débit de dose (Figure 32). Un contaminant émetteur gamma contenant 100% de ^{137}Cs est retenu. La teneur des solutions de décontamination a permis de valider cette hypothèse sur la qualité du contaminant, la spectrométrie gamma n'a donc pas été mise en œuvre. Il vient une activité de 80 TBq en fond de cuve et de 20 TBq affectés à des composants internes, soit une activité totale de l'ordre de : 100 TBq avant le début de l'opération d'assainissement et de 0,1 TBq en fin d'assainissement. Ces données ont été consolidées à partir des résultats d'analyse radiochimiques réalisées durant l'opération d'assainissement sur les solutions de décontamination et par le niveau de débit de dose en fin d'opération.

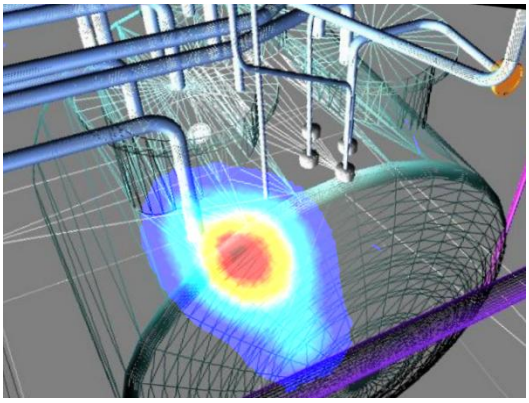


Figure 35 : Image gamma de la cuve superposée à un modèle filaire 3D

La scène traitée est simple. Elle ne comporte qu'une source concentrée en fond de cuve qu'il convient de suivre pour valider la qualité l'opération d'assainissement [25]. Malgré la simplicité de la scène, les techniques de localisation des sources radioactives ou point singulier d'accumulation de la contamination, élément déterminant pour vérifier la pertinence du traitement ont nécessité une validation. Ainsi, les résultats obtenus avec la sonde placée dans le collimateur modulaire (Figure 33) ont été comparés à un résultat obtenu avec une caméra gamma. Les résultats confirment la localisation des points de concentration mise en évidence avec le traitement de débit de dose (Figure 35). Ces résultats encourageants ont consolidé les voies et les perspectives des développements engagés et surtout ont soutenu l'application de ces méthodes pour le suivi d'assainissement dans des contextes plus complexes. C'est le sujet du paragraphe suivant.

3.1.4 Cas d'une scène multi sources

La méthode précédemment décrite est déployée sur une configuration plus complexe. Les dimensions de la scène sont plus importantes et celle-ci contient *a priori* plusieurs sources. La configuration d'accès est comparable à la scène de la case 68, le local n'étant accessible que par deux traversées percées dans la dalle de toit (Figure 36).

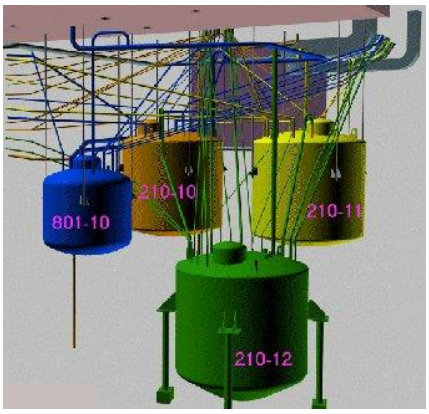


Figure 36 : Représentation 3D des cuves de stockage de Produits de Fission

Ces cuves sont des composants de l'APM, et ont été mises en service pour deux objectifs : le retraitement de combustibles usés à l'échelle semi industrielle de différentes filières de réacteur et la solidification des produits de fission [53]. La case 75 est une cellule aveugle qui contient 4 cuves : trois cuves de stockage de produits de fission et une cuve de stockage Haute Activité avant envoi vers la station de traitement des effluents liquides de Marcoule (STEL) [54]. Le démantèlement de la cellule HA 74, dont les équipements étaient reliés aux cuves de la case 75 a été réalisé. Les cuves de stockage et la cuve de stockage HA ne sont donc plus exploitées. Une opération d'assainissement a donc été engagée.

La première évaluation de la qualité radiologique de la scène est observée à partir d'une cartographie de débit de dose établie suivant les deux axes à l'aplomb des deux traversées du plafond de la cellule 75. Au regard de la configuration et en particulier du caractère multi sources de la scène, ces données ne sont pas suffisantes pour évaluer de façon fiable l'activité contenue dans chaque composant. De plus, la distribution relative des radionucléides composants du spectre gamma est mal maîtrisée. Une approche méthodologique est donc mise en place et des actions de développement accompagnent cette démarche. La démarche méthodologique consiste à caractériser la source à partir de techniques qui complètent la première démarche : la spectrométrie gamma et l'imagerie gamma couplées à des codes de calcul. Deux codes de calculs MERCURE et VISIPLAN sont exploités afin de dégager un benchmark.

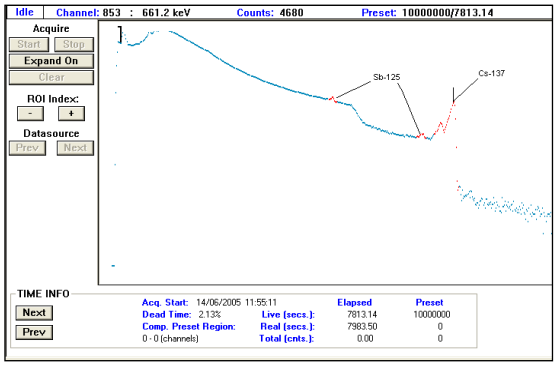


Figure 37: Spectre obtenu en champ ouvert avec un détceteur CdZnTe de volume sensible 20 mm^3

Une mesure par spectrométrie gamma en champ ouvert est réalisée afin de déterminer la qualité des radionucléides contribuant à la dose. Le traitement du spectre met en évidence deux radionucléides principaux le ^{137}Cs et l'^{125}Sb (**Erreur ! Source du renvoi introuvable.**). Le traitement quantitatif du spectre n'est pas réalisé ; seul le débit de fluence de deux raies significatives (662 keV pour le ^{137}Cs et 600 keV pour l'^{125}Sb) au point de mesure est estimé. La faible différence d'énergie entre les deux raies caractéristiques des deux radionucléides est exploitée pour confirmer le ratio des activités $^{137}Cs/^{125}Sb$.

Le débit de fluence énergétique en champ ouvert est une donnée moins sensible à l'environnement. La diffusion pour des photons gamma d'énergie supérieure à 500 keV est négligeable [55]. Le débit de fluence énergétique sera préféré au traitement du débit de dose. Le débit de dose est le résultat d'un ensemble de phénomènes plus complexes qui exige l'exploitation de code de calcul de type Monte Carlo. Cette perspective est en cours d'analyse. Les données collectées sont ensuite complétées par une analyse de la localisation de la source. La caméra gamma est mise en œuvre afin de localiser, dimensionner et évaluer les niveaux d'activité de l'ensemble des sources (Figure 39).

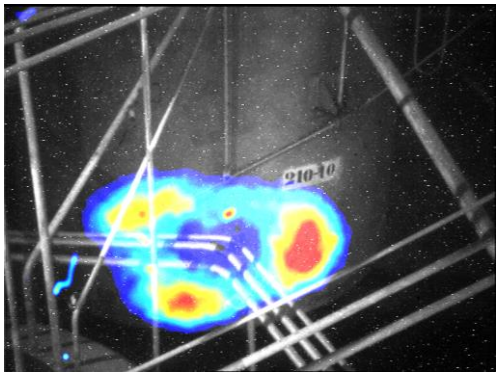


Figure 38 : Image gamma de la cuve 210-10

Chaque cuve a été inspectée, puis une évaluation de la participation de chacune d'elles au débit de dose ambiant a été évaluée grâce au code VISPLAN. Enfin une première évaluation du terme source a été effectuée (

Tableau 23).

Activité déterminée à l'aide de VISIPLAN 4 (Bq)	
cuve 210_10	$8{,}4.10^{11}$
cuve 210_11	$3{,}2.10^{12}$
cuve 210_12	$8{,}5.10^{11}$
cuve 801_10	$3{,}5.10^{11}$
Erreur relative	17,7%

Tableau 23 : Activité estimée par calcul (VISIPLAN)

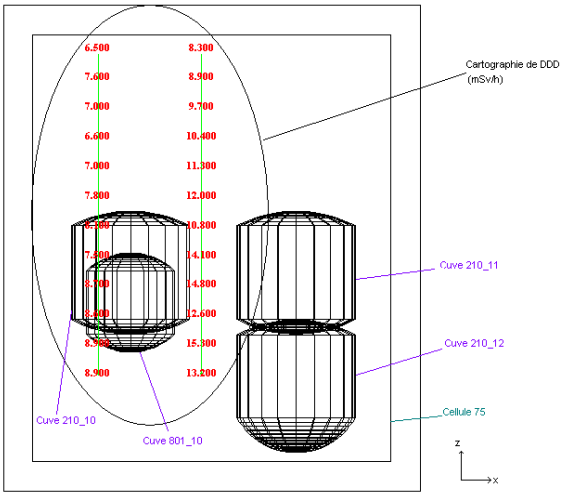


Figure 39 : Représentation de la modélisation VISPLAN des cuves

Une opération complémentaire a été engagée grâce à des dispositifs mécaniques. Ils permettent de placer des détecteurs à 10 cm contre la cuve sur la partie inférieure face au point de concentration de la contamination. A partir de ce système, pour chaque cuve, une mesure de débit de dose et un spectre gamma sont collectés. Le traitement du spectre par étalonnage numérique a permis d'évaluer le niveau des activités dans chaque cuve (Tableau 24). L'incertitude relative associée à l'activité pour ce type de configurations est de 80% [26]. L'auto absorption de la source est négligeable et la répartition est maitrisée grâce aux images gamma.

	DDD expérimental mGy/h	**Activité calculée Bq**	Visiplan champ ouvert
cuve 210_10	$1{,}8.10^{2}$	**$2{,}5.10^{11}$**	$8{,}4.10^{11}$
cuve 210_11	$7{,}0.10^{2}$	**$10{,}0.10^{11}$**	$3{,}2.10^{12}$
cuve 210_12	$3{,}0.10^{2}$	**$3{,}0.10^{11}$**	$8{,}5.10^{11}$
cuve 801_10	*$2{,}2.10^{1}$*	***$2{,}0.10^{10}$***	*$3{,}5.10^{11}$*

Tableau 24 : Activité évaluée sur la base du traitement des spectres gamma. Détecteur CdZnTe de 60 mm^3 sans collimation placé à 10 cm du fond de cuve

L'ensemble des résultats est cohérent. Un écart constant de l'ordre d'un facteur 3 est observé entre les deux méthodes d'estimation de l'activité. Le biais systématique est dû en première approche à la différence des configurations de mesure. La mesure en champ ouvert suivant la ligne portée par l'axe des carottages présente l'avantage de la simplicité de mise en œuvre mais les codes de calculs utilisés de type SN1D ne prennent pas en compte les réflexions. La combinaison de la mesure au contact et du traitement de la donnée brute à partir des données techniques de la cuve (épaisseur des parois, qualité des matériaux) et de la répartition de la contamination est la solution de référence (Tableau 24).

3.1.5 Le robot capteur un système de suivi radiologique avancé

Les cas présentés sont représentatifs des configurations des installations de génie chimique. Ils démontrent la difficulté d'instrumenter les procédés pour le suivi de l'assainissement des installations. Il existe un déficit technique clair, les installations ne sont pas équipées pour instrumenter les procédés avec des moyens de mesure. Actons le fait que le suivi d'assainissement est essentiellement assuré via des méthodes relatives, pourtant il nécessite aussi une cible explicite exprimée en activité. Il s'agit dans un premier temps d'apporter des éléments sur les débits de dose pour définir le mode opératoire, puis d'établir un plan de dépose qui nécessite une ligne de traitement dont on maitrise la sûreté et la qualité des produits. Il est donc nécessaire, dans la seconde phase de maitriser la qualité radiologique des composants pour adresser des dossiers aux autorités de sûreté et aux responsables des exutoires.

L'exigence d'une expression en activité est sensible au positionnement des capteurs. Les premiers résultats démontrent que la pratique calculatoire s'appuyant sur des codes SN1D conduit à des surestimations, dans le cas d'une scène multi source, de l'ordre d'un facteur 3. Vient alors la nécessité de disposer des moyens de positionner les capteurs dans les scènes en cours d'assainissement. Les premières solutions instruites à partir d'équipement spécifiques ne répondent pas aux objectifs d'agilité imposés par la complexité des scènes. Il en effet difficile de placer les capteurs dans une configuration favorable à l'acquisition de signaux et à la minimisation du bruit sans disposer d'une mobilité totale ou, à défaut, il est impératif de plaquer le capteur sur la source. C'est d'ailleurs la configuration qui avait été retenue à l'origine. La solution mécanique est souvent reliée aux parois, configuration qui réduit les capacités de positionnement du capteur dans la scène. Elle a donc été écartée pour retenir la solution d'un robot terrestre. Un concept a été proposé et développé : **le robot capteur**.

Ces travaux ont permis de développer une série de robots filoguidés et de breveter [56] les solutions de communication entre le robot et l'opérateur. La version de robot la plus avancée embarque l'ensemble des moyens de caractérisation radiologique [57] [58]. Ces matériels et les perspectives seront présentés dans le paragraphe en fin de document qui traite des axes de R&D.

3.1.6 Conclusion

Le système composé par les données techniques et radiologiques de l'inventaire amont, l'acquisition *in situ* de données techniques et radiologiques (image de la configuration du composant) et la cible radiologique, répond à l'optimisation des performances industrielles de la phase d'assainissement. Pour démontrer la pertinence de ce système, des opérations lourdes ont été mises en œuvre. Les premiers résultats ont montré la limite des méthodes et moyens classiques de suivi de l'assainissement sans les écarter. Face à ce constat, ces moyens ont été complétés par des équipements : une solution de collimation modulaire équipée de détecteurs de débit de dose, de spectrométrie gamma et une méthode inverse. Cette méthode inverse s'appuie sur des simulations réalisées avec

des codes SN1D, dont on démontre la limite dans le cas de configurations multi sources dans des environnements réflecteurs. Les écarts sur l'évaluation de l'activité constatée entre une configuration sensible à la réflexion et une méthode peu sensible aux réflexions est ici d'un facteur 3.

L'instrumentation *in situ* de ces configurations, d'abord dans le cas simple de la cuve unique, puis dans le cas plus complexe de quatre cuves, a été l'occasion de dégager des solutions pour consolider le système technique d'acquisition de référence, dont la plus novatrice est le robot capteur. Ce nouveau champ de R&D, qui relève de la mécatronique, est aujourd'hui en plein essor. Il répond aux exigences de l'instrumentation d'installations nucléaires pour la phase d'A&D.

3.2 Des techniques de suivi d'assainissement de composants contenant de la matière fissile

La manipulation des matières nucléaires concentre un savoir-faire singulier de gestion des risques d'irradiation et de contamination avec la maîtrise de la réaction en chaîne : la sous-criticité [59]. La perte des repères de la phase d'exploitation due en particulier à la modification de la géométrie des sources, ou encore à l'évolution des modes opératoires… fait que la gestion de la sous criticité est le risque majeur dans les opérations d'assainissement. Durant la phase d'assainissement démantèlement, les quatre modes classiques de contrôle de la sous criticité [60] [masse de matière fissile, dimensions et géométrie de l'appareillage, concentration de matières fissiles pour les solutions et rapport de modération pour les produits secs ou peu humide] se réduisent souvent à la gestion de la masse fissile. Ce constat est la conséquence de la perte de configuration géométrique sûre due aux opérations de dépose des composants du procédé et la mauvaise maitrise de la teneur en modérateurs des sources. Les opérations d'A&D exigent de concevoir puis déployer des moyens innovants pour assurer la mesure de la masse de matière en milieu hostile. Explicitement, il s'agit de disposer de techniques de caractérisation radiologique pour évaluer les facteurs de décontamination ou encore le holdup [61] dans les équipements en cours d'assainissement à partir d'un inventaire radiologique initial.

Dès l'essor de l'industrie nucléaire, des systèmes de caractérisation radiologique de la masse de matière ont été développés, en particulier pour les inspecteurs de l'AIEA [62]. Ces moyens s'appuient sur l'activité spécifique des radionucléides à mesurer et la configuration des équipements dont les parois sont souvent équipées de protection biologiques. Ces paramètres poussent les opérateurs à exploiter le débit de fluence neutronique [63]. Les systèmes de comptage neutronique supposent une intégration lourde en installation [64]. Par exemple, le système Glovebox Unattended Assay and Monitoring System (GUAM), est un équipement assemblé sur les parois de la boite à gants. Face à la complexité du système, les auteurs préconisent d'assembler les compteurs de façon permanente sur la boite à gants [65]. Cette proposition répond parfaitement au contrôle de procédé mais n'est pas adaptée à des configurations d'installation en cours d'assainissement où les équipements sont dans des environnements techniques et radiologiques instables. Le Plutonium Imaging System In situ Measurement (DISPIM) est une alternative mobile pour évaluer le holdup sur des boites à gants. Les résultats de mesures se présentent sous forme d'une image [66]. Deux inconvénients limitent l'utilisation de ce type d'équipement : la taille des systèmes et la difficulté d'approvisionnement des tubes ^{3}He. Alternative au comptage neutronique passif, la spectrométrie gamma est exploitée sur des composants ne présentant pas d'atténuation significative [26] [67]. Les détecteurs de type GeHP, ou encore CdZnTe, sont exploités depuis 1997 pour qualifier ou quantifier la matière fissile [68].

Les solutions comme ISOCS [34] ou encore Ortec's Isotopic [69] [70] ont favorisé les opérations de caractérisation *in situ* du holdup par spectrométrie gamma et donc l'évaluation des facteurs de décontamination [71].

Un point commun à l'ensemble de ces techniques d'analyse des rayonnements gamma, relatives ou absolues, est leur sensibilité à la distribution de la source dans la scène, accrue par la faible énergie des raies gamma du plutonium ou descendants. L'adaptation ou l'évaluation d'imageurs gamma et alpha est donc un axe de travail intéressant pour la localisation des sources. L'imageur alpha exploite des réactions provoquées par les rayonnements alpha sur l'azote de l'air [72] [73] mais nécessite des moyens de mise en œuvre lourds. La technique est en effet sensible aux photons lumineux et la scène doit être observée dans l'obscurité. Sans écarter la solution de l'imageur alpha, il est intéressant d'analyser l'opportunité de l'utilisation d'imageur gamma. Des essais ont validé la pertinence de la combinaison de trois techniques [74] : imagerie alpha, imagerie gamma et spectrométrie gamma de haute résolution (Figure 40).



Figure 40 : Image d'une boite à gants contenant une presse, à gauche image de caméra gamma équipée d'un sténopé, à droite image d'une caméra gamma équipée de masque codé

Les premiers résultats encourageants et les besoins de localisation de points de concentrations de petites dimensions ont dynamisé le développement d'imageur à haute résolution [75]. Ces imageurs équipés de masques codés présentent l'inconvénient de produire des artéfacts. Un dispositif limitant l'apparition d'artéfacts de décodage pour caméra gamma a été brevetée [76]. Une pièce placée à l'avant de caméra gamma réduit l'angle solide de la caméra gamma.

Les résultats de ces travaux sur la caractérisation radiologique d'équipement contenant de la matière fissile, malgré une proximité des besoins entre l'A&D et l'activité des inspecteurs de l'AIEA, n'ont pas été suivis d'une exploitation industrielle de techniques *in situ* au niveau des attentes. Les solutions sont lourdes et les méthodes de traitement complexes. Face à ce constat technique et à la volonté accrue de disposer d'indicateurs pour le suivi de la décontamination dans les phases de démantèlement, le développement de systèmes intégrés a été engagé. Les orientations retenues pour ces travaux sont de disposer d'un système léger et mobile et d'exploiter une technique d'analyse basée sur la spectrométrie gamma. Différentes technologies de détecteurs de spectrométrie gamma sont utilisées pour caractériser les actinides (Figure 41).

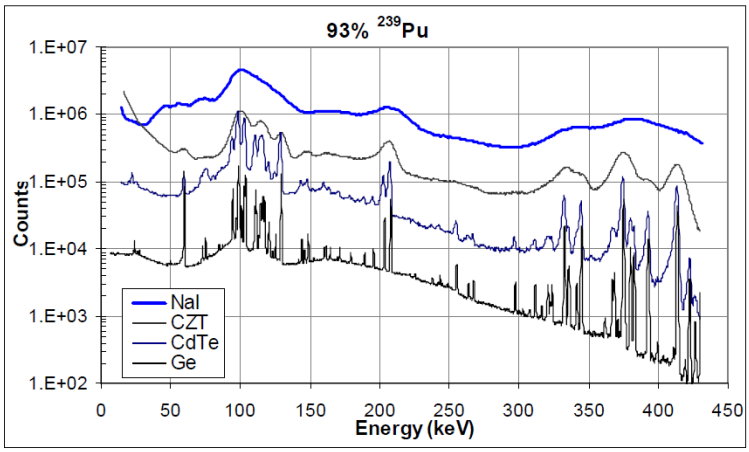


Figure 41 : Spectres gamma de plutonium extrait d'un combustible à faible taux de combustion mesurés avec différentes technologies de détecteurs, NaI[Tl], CdTe, CDZnTe, GeHP [77]

L'ensemble des choix est guidé par l'exigence de maitrise de la qualité et de la quantité du contaminant, ainsi que celle de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt, la masse fissile (m_f, en g). La complexité du spectre gamma oriente ce choix vers des détecteurs GeHP de haute résolution. Ces technologies de détecteurs présentent l'inconvénient de nécessité un dispositif de refroidissement encombrant et difficile à mettre en œuvre dans des configurations contraintes en espace.

3.2.1 Description de la chaîne d'acquisition de spectrométrie gamma

Les désintégrations alpha, bêta ou fission spontanée des isotopes du plutonium et de leurs descendants donnent lieu à l'émission de neutrons et à des transitions gamma [78], [79]. Pour une majorité de déchets de l'A&D, l'essentiel du débit de fluence gamma est dû à la raie de l'^{241}Am à 59,54 keV, produit de filiation du ^{241}Pu. L'intensité d'émission de la raie à 59,54 keV de 35,92% constitue un critère de technique pour le choix puis le réglage de la chaine d'acquisition car, suivant le rendement du détecteur, le taux de comptage est souvent supérieur à 10000 c/s. L'alternative à la capacité de traitement est de réduire le débit de fluence à l'aide d'un écran placé devant le détecteur. La zone 94-104 keV est riche ; elle est d'ailleurs exploitée pour l'estimation de l'isotopie par méthode relative en spectrométrie gamma [80] sous condition d'une résolution en énergie d'excellente qualité, pour les détecteurs GeHp, la largeur à mi-hauteur doit être inférieure à 700 eV à 121 keV. Ces deux critères, taux de comptage et résolution en énergie complétés par les contraintes opérationnelles, la compacité et le fonctionnement à température ambiante, ont conduit à retenir des sondes équipées de cristaux CdZnte.

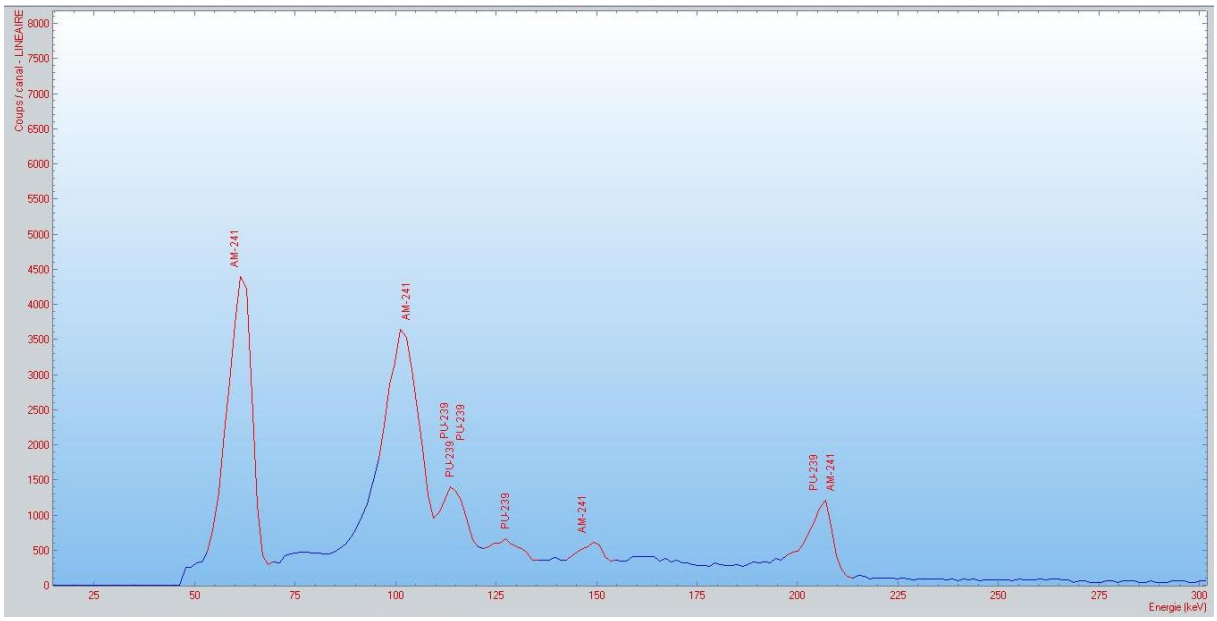


Figure 42 : Spectre de plutonium d'une source de 1g, détecteur CdZnTe 60 mm^3 zone énergétique 30-300 keV

Ce choix présente l'inconvénient d'une résolution en énergie incompatible avec les logiciels d'estimation de l'isotopie de type Multi-Group Analysis (MGA) [81]. Les détecteurs de spectrométrie gamma équipés de cristaux de CdZnTe présentent cependant un rendement intrinsèque favorisant les basses énergies avec une largeur à mi-hauteur pour le pic de ^{241}Am < 1 keV pour un volume sensible de 60 mm^3 (Figure 42). Ces caractéristiques sont compatibles avec l'identification et l'expression absolue d'une activité.

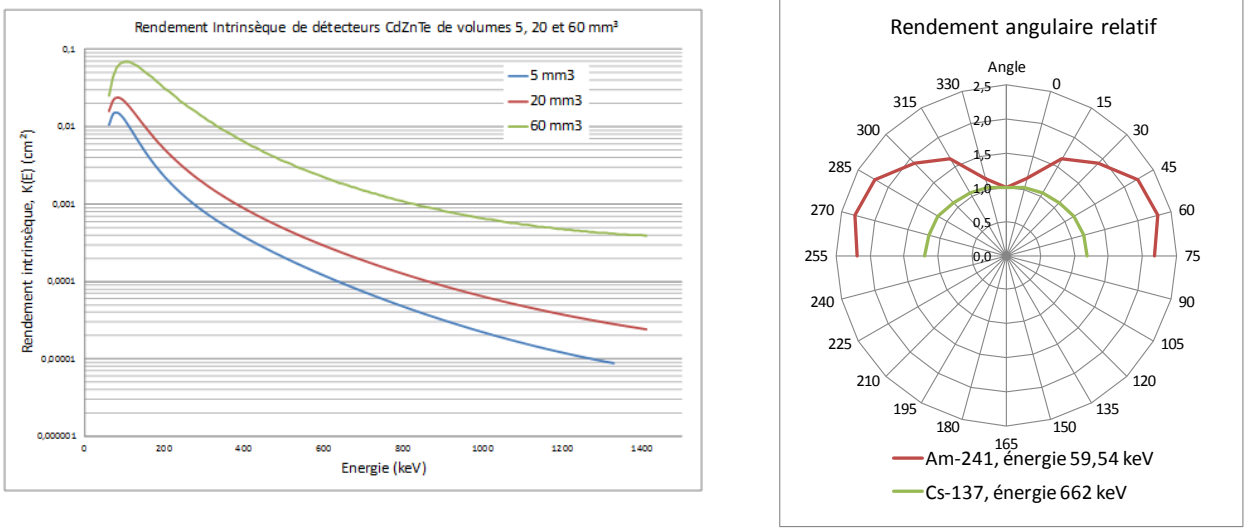


Figure 43 : A gauche, courbes de rendement intrinsèque de détecteurs CdZnTe de 5, 20 et 60 mm^3, à droite rendement angulaire relatif d'un détecteur CdZnTe de 20 mm^3 pour deux sources étalons l'^{241}Am et ^{137}Cs. Les incertitudes associées relatives sont de 5% (k=2)

Ce bon niveau de rendement de détection à basse énergie favorise l'acquisition de spectres gamma qui couvrent la dynamique énergétique de 0 à 450 keV. On rappelle que les raies X et gamma caractéristiques des actinides ont des raies d'énergie comprises entre 0 et 300 keV. Par exemple, deux raies caractéristiques du plutonium ou de ses descendants ont une énergie de 59,54 keV pour ^{241}Am et de 208 keV pour ^{241}Pu.

Le contexte industriel des installations où est manipulée de la matière nucléaire est souvent complexe et contraignant. Les locaux sont exigus et les conditions radiologiques imposent des temps de séjour courts pour des raisons évidentes d'application du principe ALARA. Le système doit réduire le temps d'intervention et ne pas impacter les organes importants pour la sûreté. Les différentes méthodes pour la caractérisation radiologique du contenu d'une boite à gants nécessitent une rupture de confinement ou s'appuient sur des capteurs placés à l'extérieur de l'enceinte. La matière nucléaire étant confinée à l'intérieur de l'enceinte, la configuration optimale de mesure suppose un positionnement du détecteur qui limite la taille et nombre des écrans placés entre le contaminant et le détecteur au strict minimum. Les données techniques et le souhait de proposer un système de positionnement standard ont logiquement abouti à une solution d'accostage qui exploite les ronds de gants (Figure 44) et positionne le détecteur en lieu et place de la main de l'opérateur.

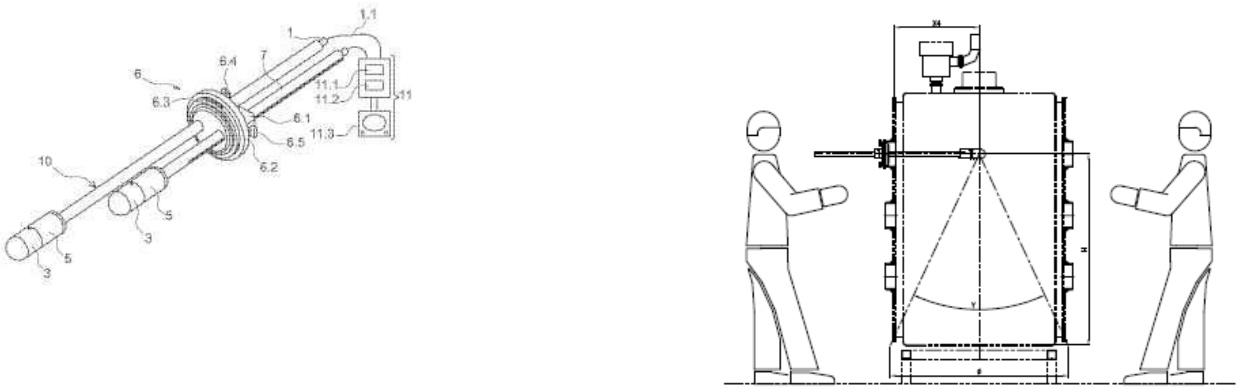


Figure 44 : Système de positionnement du détecteur en boite à gants [82]

Le détecteur est placé dans un collimateur modulaire. Ce collimateur peut recevoir des sondes de type CdZnTe de différents volumes [82]. Un collimateur de forme optimale entoure le détecteur. Il constitué d'un alliage de cuivre et comporte une fenêtre de

forme conique qui limite l'angle solide. Un ensemble de collimateurs couvrant des angles solides de 10° à 90° sont mis en œuvre suivant les configurations de mesure (Figure 45).

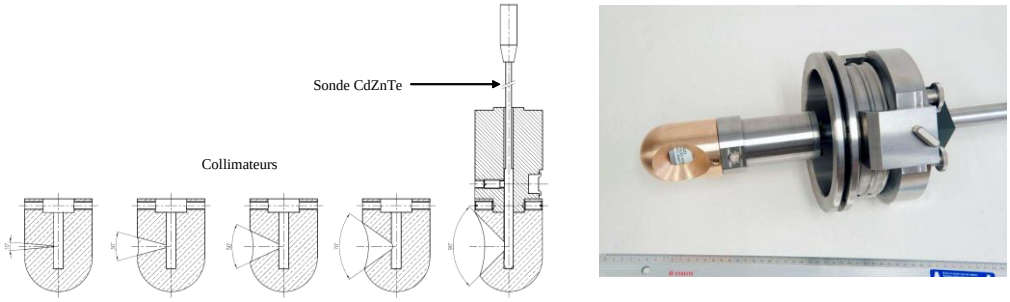


Figure 45 : A gauche représentation graphique d'une série de collimateurs d'angles solides de 10° à 90°, à droite collimateur 90° assemblé

3.2.2 Méthode de traitement des spectres gamma

Pour obtenir l'évaluation d'un facteur de décontamination puis valider la qualité radiologique d'une boite à gants, le traitement du spectre gamma s'appuie sur les deux méthodes classiques : une solution relative et une solution absolue. Les techniques de traitement relatives du spectre gamma de plutonium s'appuient sur des algorithmes de déconvolution et d'auto calibration pour des zones énergétiques du spectre riches en informations : la zone 94-104 keV, par exemple. Dans le cas de détecteurs de haute résolution, le résultat du traitement relatif des spectres gamma est une expression de l'isotopie [83]. La résolution des détecteurs CdZnTe [84] ne permet pas d'exploiter les logiciels développés pour des détecteurs GeHP. Le traitement est donc réalisé à partir du traitement classique du spectre. L'estimation d'un Facteur de Décontamination FD ou Facteur d'Accumulation FA, s'obtient à partir d'un traitement des surfaces des raies significatives et caractéristiques des radionucléides présents dans la source. Le résultat est un indicateur d'évolution du terme source. Il est obtenu par le traitement séquentiel entre deux acquisitions à un temps t_1 puis t_2.

$$FD_ou_FA_{(1,2)E_i} = \frac{{}^1N_{E_i}}{{}^2N_{E_i}} \text{ , Équation 19}$$

N_{1Ei} est le résultat de comptage à t_1, et N_{2Ei}, est le résultat de comptage à $t_2 > t_1$, en considérant une évolution du terme source entre t_1 et t_2, conséquence d'une opération d'assainissement. On suppose que le temps de comptage des deux spectres est identique. L'expression de l'incertitude associée aux termes d'évolution FD ou FA est liée à la statistique des comptages cumulés dans les raies gamma exploitées. L'incertitude associée à FD ou FA est alors dépendante uniquement de la précision statistique (Ps) de la surface du pic, autrement dit du temps accordé au comptage.

$${}^1Ps_{E_i} = \frac{\sigma\left({}^1N_{E_i}\right)}{{}^1N_{E_i}} \text{ , Équation 20, pour le pic de surface } {}^1N_{E_i} \text{ et } \sigma\left({}^1N_{E_i}\right) = \sqrt{{}^1N_{E_i}}$$

$$\text{Ainsi, } \sigma(FD)_{(1,2)E_i} = (FD)_{(1,2)E_i} \cdot \sqrt{{}^1Ps^2{}_{E_i} + {}^2Ps^2{}_{E_i}}$$

L'expression du facteur (FD) suppose qu'entre deux acquisitions l'auto atténuation de la source et la qualité des écrans placés entre la source et le détecteur n'évoluent pas, or les opérations d'assainissement modifient la configuration des écrans et de la source. Le FD doit donc être complété par un indicateur qui qualifie l'évolution de la configuration de la source et des écrans. On suppose que l'assainissement réduit l'activité de l'ensemble des radionucléides de façon homogène. Cette hypothèse est souvent vérifiée dans le cas d'assainissement mécanique, solution retenue pour des équipements dans lesquels les produits chimiques sont prohibés pour des raisons de maitrise de la sous criticité. L'indicateur s'appuie alors sur la dynamique énergétique des transitions gamma (0, 450 keV, Figure 42), par exemple pour le premier spectre d'indice 1 et les deux premières raies gamma 1 et 2, ce ratio ${}^1R_1$ s'exprime :

$${}^1R_1 = \frac{{}^1\dot{N}_{E_2}}{{}^1\dot{N}_{E_1}} \text{ , avec } \sigma\left({}^1R_1\right) = \sigma\left(\frac{{}^1\dot{N}_{E_2}}{{}^1\dot{N}_{E_1}}\right) \text{ Équation 21}$$

Pour un spectre d'indice 1 (compte à t1) composé de k raies significatives, le nombre n de ratios ${}^{1}R_{n}$ est le nombre de combinaisons sans répétition entre les surfaces des raies du spectre gamma, alors $n : 1 \rightarrow C_2^k$. Le traitement du spectre indice 1 (t_1) est une matrice qui regroupe les taux de comptage caractéristiques des énergies de E_1 à E_k dont la précision statistique est supérieure à 5%. Les C_2^k rapports ${}^{1}Rc_{1\rightarrow C_2^k}$ complètent le traitement du spectre d'indice 1.

$$\begin{pmatrix} {}^{1}\dot{N}_{E_1}, \sigma^{1}\dot{N}_{E_1} \\ {}^{1}\dot{N}_{E_2}, \sigma^{1}\dot{N}_{E_2} \\ . \\ . \\ {}^{1}\dot{N}_{E_k}, \sigma^{1}\dot{N}_{E_k} \end{pmatrix} \text{ et } \left({}^{1}R_1, {}^{1}R_2, ..., {}^{1}RC_2^k\right) \text{Équation 22}$$

La sensibilité des indicateurs ${}^{j}R_{1\rightarrow C_2^k}$ est dépendante de l'écart en énergie des raies exploitées. Les deux raies les plus significatives ont des énergies de : 59,54 keV et 208 Kev (Figure 42). Ces deux raies seront donc systématiquement exploitées pour l'estimation de ces ratios.

Une séquence de traitement se traduit par l'expression de : FD et de R. L'expression de FD est pertinente si, par exemple, le rapport ${}^{1}R_1/{}^{2}R_1$ est proche de : 1. Dans le cas où le rapport est très différent de 1, l'évolution de la configuration écarte la possibilité d'exprimer une valeur de FD. La valeur de R indique une évolution de la configuration des écrans placés entre la source et le détecteur. En d'autres termes, les ratios $\frac{{}^{j}R}{{}^{j+1}R}$ (j et j+1 représentent les indices des spectres) sont un indicateur pour l'expression de la qualité des facteurs d'assainissement.

$$Ic_{j\rightarrow j+1} = \frac{{}^{j}Rc}{{}^{j+1}Rc} \text{ Équation 23}$$

Le traitement des spectres et le calcul des indicateurs sont les informations pour l'évaluation du facteur de décontamination. Le couple (surface de pic, ratios, équation 22) est une solution simple pour le traitement des spectres gamma pour le suivi des opérations d'assainissement. L'estimation d'un facteur de décontamination (FD) est l'information élémentaire pour le suivi des séquences d'assainissement. Elle est complétée par l'expression d'une activité dans des phases de décision, par exemple lors du démarrage de l'opération pour déterminer le point zéro ou pour fixer une cible à l'opération d'assainissement. L'estimation de l'activité est obtenue à partir de l'expression suivante :

$${}^{i}A_E = \frac{{}^{i}N_E}{t_c . R_{g_{l(E)}} . \Gamma_{(E)}} \text{ , Équation 24}$$

${}^{i}A_E$: activité de la source (Bq), résultat du traitement de la raie gamma d'énergie E de la séquence d'acquisition i (t_i)

${}^{i}N_E$: surface nette du pic d'énergie E de la séquence d'acquisition i (t_i)

t_c : temps actif d'acquisition du spectre (s),

$\Gamma_{(E)}$: intensité d'émission pour la transition gamma d'énergie E (nombre de gamma par désintégration),

$R_{g_{l(E)}}$: rendement de détection global du système

L'analyse des variables de l'équation 27 met en évidence que l'essentiel du terme d'incertitude est concentré dans l'expression du rendement global du système : R_{g_l}. Le rendement de détection global dépend des caractéristiques de la source : forme, distribution du contaminant dans la source, auto atténuation et de la qualité et du nombre d'écrans qui séparent la source du détecteur. La fonction de rendement global R_{g_l} est le résultat de la combinaison du rendement intrinsèque du détecteur R_i et du facteur d'atténuation $R_{att.}$

$$R_{gl} = R_i . R_{att} \text{ Équation 25}$$

$$R_{gl,elem}(E,d,\mu_j,R_i)=\left(\frac{1}{4.\pi.d^2}.\prod_i e^{-\mu(E)_j.x_j}\right).R_i$$

$$\text{avec:}\sum_j x_j = d$$

On montre facilement que l'estimation de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt, pour des configurations source détecteur complexes (répartition dans le composant non maitrisée, configuration sources-écran difficile à observer), aboutit à des valeurs importantes 25 à 30% (1σ) [71]. Les résultats dans des cas très hétérogènes vraissemblables d'une pastille de combustibe MOX dans une boite à gants sont absurdes. L'incertitude relative pour des raies gamma d'énergie 400 keV est supérieure à 100% [26]. Ce constat conduit à réduire le nombre de paramètres d'influence ou plus concrètement à fractionner le volume observé. La réduction de l'angle solide offre l'avantage de réduire la zone observée et par conséquent l'impact des paramètres d'influence sur l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt. Les choix technologiques et techniques ont été motivés par la réduction de l'influence des variables de l'expression de R_{att}. Le positionnement des détecteurs et les différents angles solides du système développé (Figure 45) répondent à ces exigences et permettent de calibrer l'opération de caractérisation en isolant par exemple une surface dont l'activité est maitrisée.

3.2.3 Résultats de la campagne de mesure

Pour valider le système et la méthode de traitement, une série de mesures a été réalisée dans une installation du cycle du combustible. Le plutonium est le radionucléide manipulé dans les composants du procédé qui ont été caractérisés. Le procédé est classique, il est confiné dans des boites à gants de tailles importantes. Les parois des boites à gants sont équipées de panneaux de protection biologique. De nombreux ronds de gants équipent les façades des boites à gants pour faciliter la maintenance. Les boites à gants sont implantées dans des cellules de faibles tailles, configuration qui laisse peu de place pour intervenir et *a fortiori* équiper la boite à gants de systèmes de caractérisation. Cette configuration est une configuration expérimentale idéale pour tester le système de caractérisation radiologique (Figure 44).

Les essais ont été engagés pour vérifier la capacité d'acquisition et de traitement du système en milieu industriel dans une phase d'exploitation [85]. Ces conditions permettent de valider la qualité des indicateurs pour le suivi d'une opération d'assainissement FD et R. La phase d'exploitation n'est pas la configuration cible du système, l'estimation des deux indicateurs est donc réalisée de façon indirecte en évaluant la qualité du débit de fluence au niveau des mains des opérateurs et le facteur d'atténuation des protections biologiques. En pratique, deux phases de collecte et de traitement des données ont été conduites : la première traite de la qualité du spectre en le décomposant en zones d'intérêt énergétiques et en analysant la qualité des raies [80]. L'estimation de l'atténuation des protections biologiques est la méthode retenue pour qualifier la sensibilité de la technique à l'évolution d'un niveau de contamination.

<u>Zone de 30 à 90 keV</u>

La première partie du spectre gamma est dominée par la raie de : 59,54 keV (Figure 46) dont l'intensité d'émission est de 35,6%. Cette raie est précédée par les deux raies d'énergies 26,34 keV, et 33,19 keV. La largeur à mi-hauteur de la raie principale est de 4 keV.

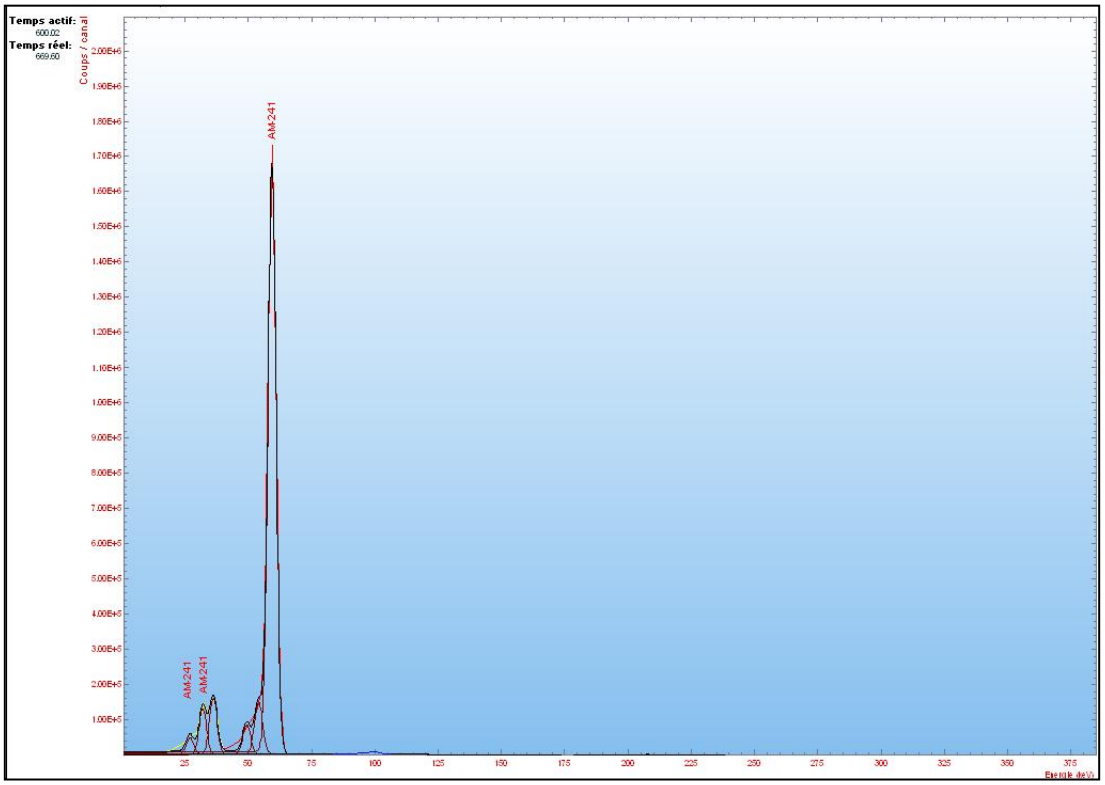


Figure 46 : Zone de 30 à 90 keV du spectre gamma pour une acquisition de 600 s avec un détecteur CdZnTe de 60 mm^3 de volume sensible

Le FD d'une boite à gants pourra être facilement estimé grâce à l'évolution de la raie caractéristique de l'^{241}Am. Il présente l'avantage d'un débit de fluence très significatif. Le temps de comptage est alors compatible avec un fonctionnement en temps réel.

Zone de 90 à 105 keV

Cette zone est très riche en raies gamma et présente un intérêt pour des spectres dont la largeur des pics à mi-hauteur (résolution) est faible, dans le cas de l'utilisation de détecteur GeHP [80]. L'utilisation de détecteurs CdZnTe est une solution pratique, mais hypothèque l'exploitation de cette zone à cause de la qualité des pics qui présente une largeur à mi-hauteur supérieure à 4 keV (Figure 47).

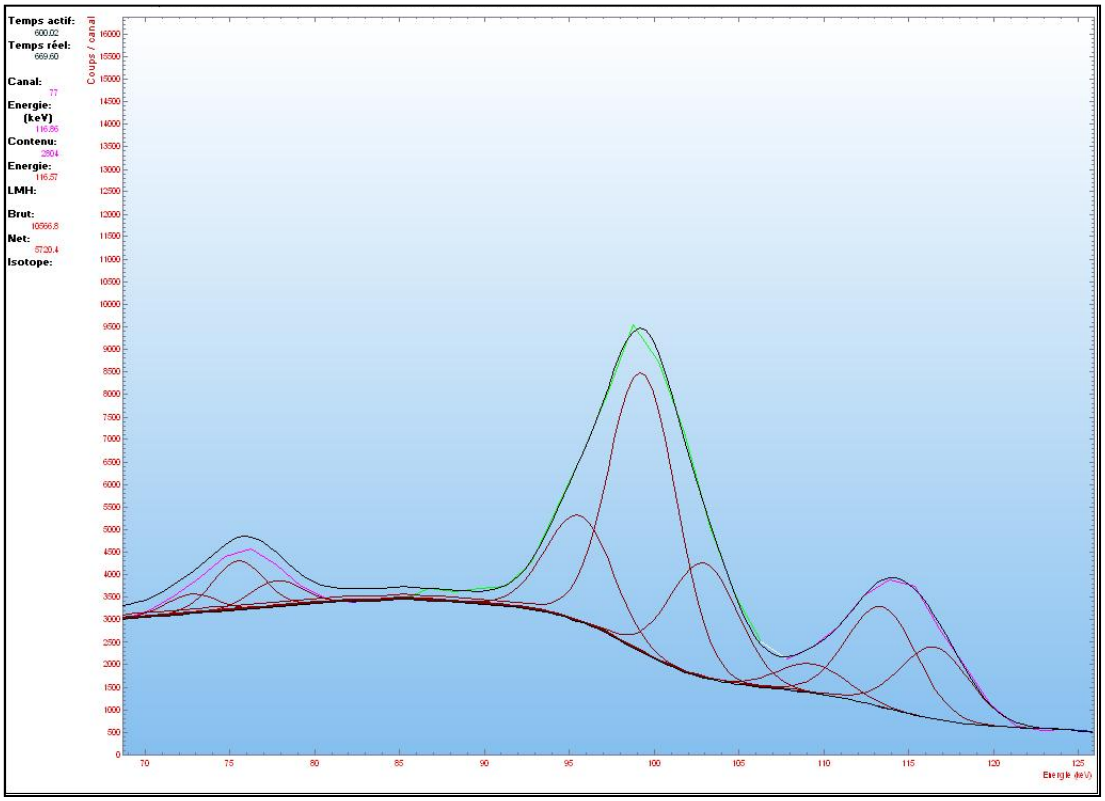


Figure 47 : Zone 95-150 KeV du spectre gamma pour une acquisition de 600 s avec un détecteur CdZnTe de 60 mm^3 de volume sensible

Le cristal de type CdTe refroidi est plus adapté à la mesure de plutonium car il présente une largeur à mi-hauteur plus faible : 1,2 keV pour la raie 59,54 keV [50]. Le système peut être équipé d'un détecteur de ce type sans modification pour, par exemple, tenter d'exprimer une estimation de l'isotopie ou mesurer les raies X.

Zone : 120-400 keV

La dernière zone analysée est dominée par la raie de 208,00 keV. Elle est complétée à haute énergie par trois raies d'énergie : 267,54 keV, 322,56/335,37 keV et 368,62. A basse énergie, le pic de 148,57 keV borne à gauche cette zone (Figure 48).

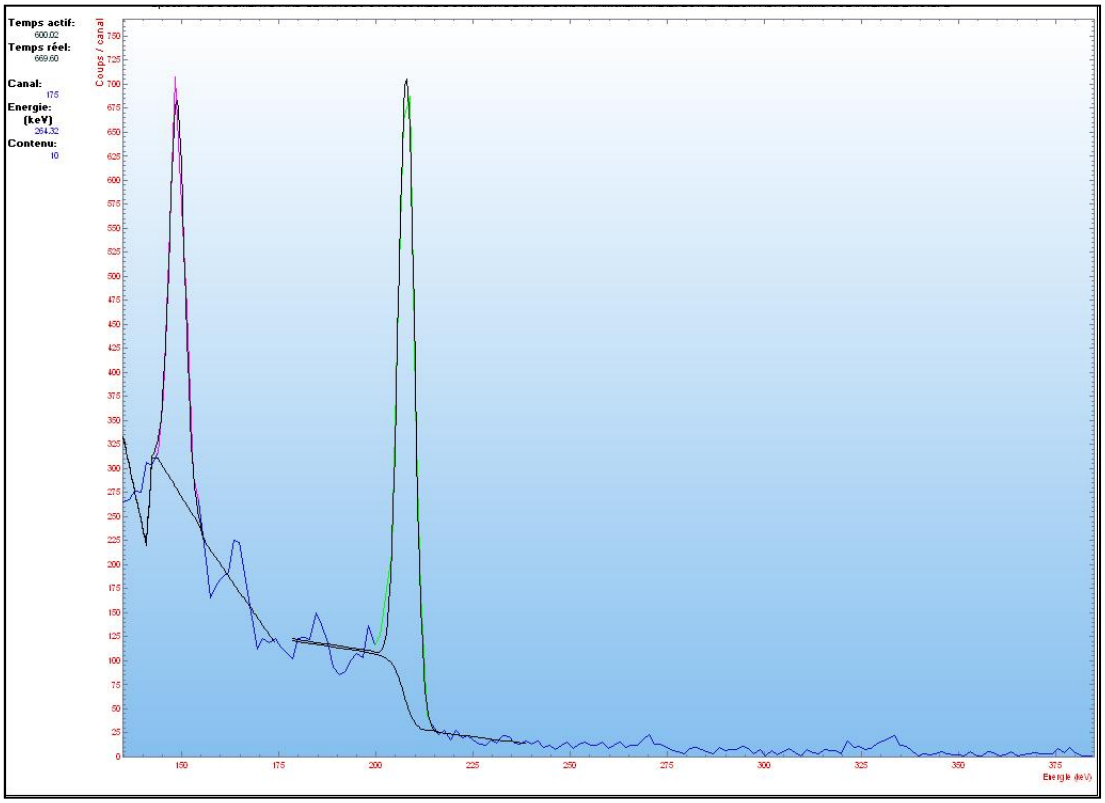


Figure 48 : Spectre de plutonium _ Zone énergétique 120-400 KeV du spectre gamma pour une acquisition de 600 s avec un détecteur CdZnTe de 60 mm^3 de volume sensible

Les raies significatives de cette zone sont utiles pour le calcul de l'activité en raison de l'influence réduite du numéro atomique Z des matériaux des écrans.
L'analyse de ces trois zones d'intérêt des spectres gamma montre la compatibilité de ce type de détecteur pour l'acquisition de spectres gamma *in situ* pour la caractérisation de contaminant plutonium. Les deux raies d'énergie : 59,54 et 208 keV présentent une précision statistique inférieure à 3%. Elles ont une relative symétrie avec une traine peu marquée pour un détecteur de ce volume (60 mm^3). Le détecteur présente un rendement de détection à basse énergie suffisant pour assurer des acquisitions dont le temps de comptage est compatible avec les opérations de suivi d'assainissement. Ces résultats consolident les choix technologiques.

3.2.4 Estimation de l'évolution du niveau de rétention : Estimation d'un facteur de décontamination

L'option retenue pour valider la méthode d'évaluation de l'évolution de rétention a été conditionnée par les moyens techniques à disposition durant la campagne de mesures *in situ*. La validation a été établie à partir de mesure de coefficients d'atténuation de matériaux de protection : des gants radio protégés [86] et des panneaux de boite à gants. Ces essais qualifient le traitement relatif de spectres gamma, la méthode de traitement quantitative des spectres gamma ne nécessitant pas de qualification *in situ* particulière. La méthode de traitement qualitative est uniquement dépendante des hypothèses retenues pour tracer la courbe d'étalonnage. La méthode d'acquisition sera couplée à des instruments de localisation comme les imageurs gamma ou exploitera les méthodes de scanning simplifié décrits dans les méthodes de caractérisation des gros composants.

La superposition des deux spectres est un moyen d'analyse directe de l'efficacité de l'écran (Figure 49). Le traitement des spectres montre la suppression en présence du gant de la zone en deçà de 25 keV et une réduction de la fluence gamma pour la raie du 59,54 keV de 28%. Ce résultat confirme la réduction des doses aux extrémités constatée depuis la mise en place de ces équipements.

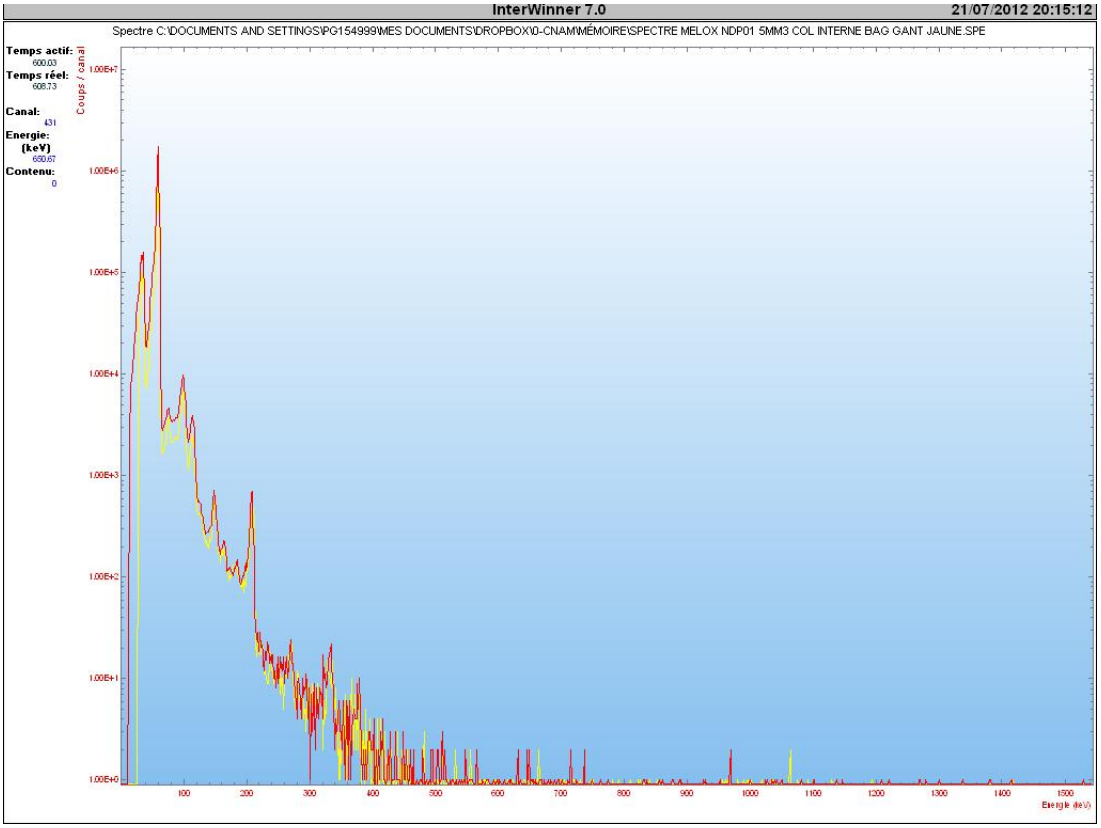


Figure 49 : Superposition de deux spectres pour l'évaluation de l'efficacité de protection d'un gant radio protégé, spectre rouge sans protection, jaune avec gant radio protégé, Spectre rouge sans protection

Le même type de démarche a été appliqué pour évaluer l'atténuation des parois « kiowaglass » (Polyméthacrylate de méthyle PMMA dopé avec 30% de plomb) puis verre au plomb. Le détecteur a été placé sans protection ni blindage de part et d'autre de la paroi dans une configuration symétrique.

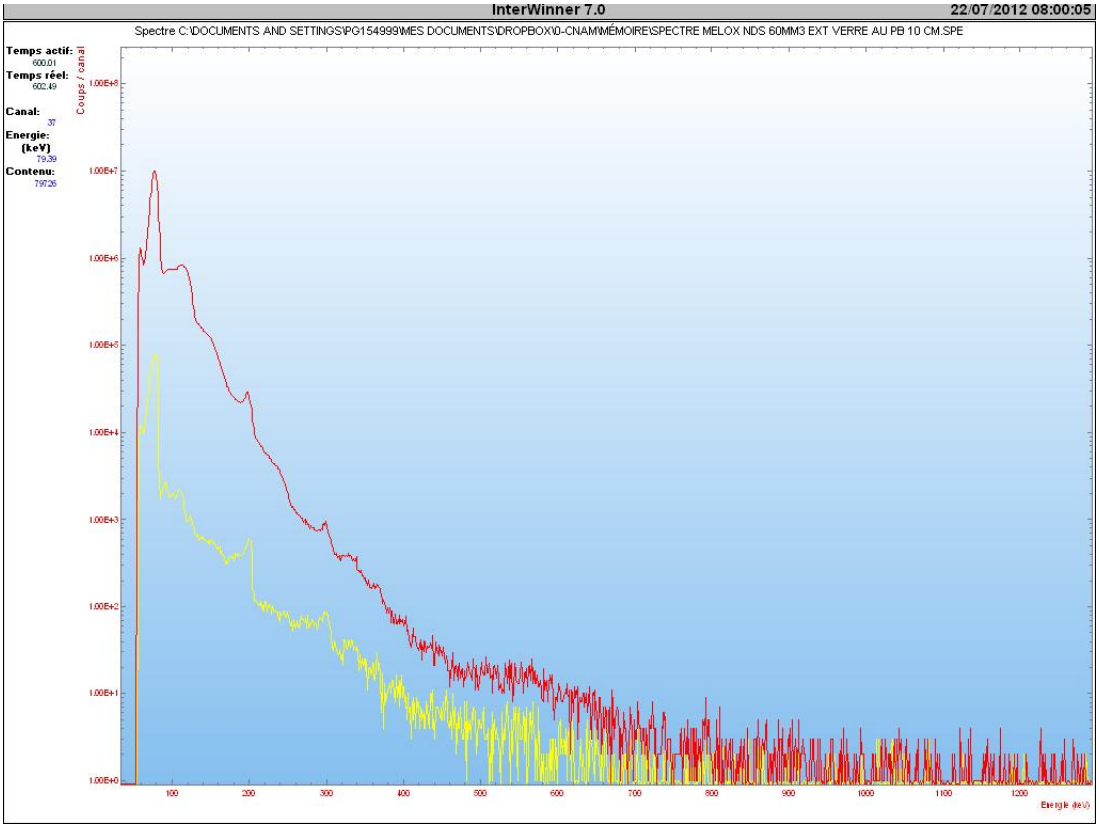


Figure 50 : Spectre rouge intérieur BàG et jaune extérieur protégé par un verre au plomb

L'atténuation des rayonnements d'énergie 59,54 keV est comparable à celle obtenue avec le Kiowaglass. Elle est supérieure à 100 et correspond aux données fournies par le constructeur. Ces acquisitions ont été réalisées avec un détecteur d'un volume de 60 mm^3. Ce choix est justifié par le souhait de disposer d'un système suffisamment sensible pour le suivi de décontamination particulièrement en fin d'opération où l'intensité de la source est réduite. Cependant, la résolution pour ce volume est dégradée et l'exploitation est délicate. Une étude complémentaire sera conduite pour améliorer le traitement des spectres pour des résolutions dégradées [87]. Une solution pratique, en attendant les résultats de ces nouvelles études, s'est imposée. Un détecteur de faible volume (5 mm^3) a été exploité pour améliorer le traitement des données. La « largeur à mi-hauteur » pour la raie d'énergie 59,54 keV est alors de 3,4 keV. L'amélioration est sensible mais n'est pas suffisante pour l'exploitation de la zone 94 -104 keV. Des études complémentaires doivent être menées avec des détecteurs à base de CdTe refroidi et complétées par une analyse des spectres avancée en utilisant par exemple le progiciel Sigale dédié aux spectres gamma CdZnTe [88] ou des méthodes interactives de déconvolution comme SINBAD [89].

3.2.5 Conclusion

La spectrométrie gamma est adaptée au suivi de l'évolution des principaux radionucléides : ^{241}Am et ^{241}Pu. La qualité des spectres (résolution) et la sensibilité de la technique dans les configurations retenues confirment la pertinence de cette technique d'analyse *in situ*. Ces travaux confirment que les détecteurs équipés de cristaux de CdZnTe sont des matériels adaptés au suivi en ligne de l'assainissement de boites à gants. Ils offrent, pour le suivi d'opération d'assainissement une mise en œuvre facilitée par la taille (diamètre inférieure à 10 mm, 120 mm de long) et leur fonctionnement à température ambiante. Cette technologie pourra être complétée par des détecteurs $LaBr_3$ [90] particulièrement, en fin d'opération, lorsque le niveau de radioactivité nécessite un rendement de détection plus élevé. Cependant le volume de ces détecteurs est plus important, l'intégration dans des milieux confinés comme une boite à gants est donc plus complexe.

Le système de positionnement du détecteur développé est modulaire. Son implantation, en lieu et place de la main de l'opérateur, et la modularité de la collimation permettent de suivre deux informations : une évaluation de l'évolution du taux de comptage des pics significatifs (FD) et un indicateur de la configuration de mesure qui valide la stabilité de la qualité des écrans placés entre la source et l'écran (R). La fiabilité de ces indicateurs a été validée dans une usine du cycle du combustible grâce à l'évaluation de la qualité des protections biologiques et l'acquisition de spectres en boite en gants.

Ces résultats ouvrent des perspectives, sur le traitement des spectres gamma et des données. L'estimation de l'isotopie du plutonium est envisagée en couplant des méthodes de déconvolution des spectres gamma CdZnTe [88] avec l'algorithme IGA [83]. Cette donnée compléterait les deux indicateurs : FD, R du suivi de l'assainissement. Il est envisagé d'utiliser les facteurs R pour exploiter la méthode de l'énergie infinie. R est le coefficient de la droite de l'extrapolation à l'énergie infinie des valeurs de masse relevées pour plusieurs pics d'absorption totale [91] [92] [93].

3.3 Une synthèse

Les travaux, présentés dans ce chapitre, répondent à la maitrise des procédés d'assainissement et plus clairement dit aux exigences de l'industrie du démantèlement formalisées par la performance de procédés dans des conditions sûres. Sans écarter la performance industrielle, la sûreté est le sujet d'importance dans ce domaine. L'opération, qu'elle soit chimique ou mécanique est un acte qui concentre les radionucléides, l'aspiration ou la filtration est l'exemple le plus direct de ce constat. Ainsi se dégagent deux sujets distincts : l'amélioration de la caractérisation radiologique des actinides, plus particulièrement les noyaux fissiles pour la maitrise de la sous criticité, et la maitrise de l'évolution du débit de dose pour la maitrise des conditions opératoires. De plus, la mesure en ligne pour le suivi d'assainissement se distingue des opérations de caractérisation radiologique dans la phase d'inventaire amont de l'installation par la nécessité de disposer d'une technique de contrôle continue. L'objectif est d'instrumenter l'équation de réduction du terme source ($f(t) = \min\left\{\dot{D}, A, m_f\right\}$, Équation 1). La performance du système est alors établie à partir des capacités de déploiement et d'adaptabilité, puis d'acquisition et enfin de traitement des données du système (instrument) en temps réel.

Ma contribution principale dans le domaine du suivi d'assainissement est l'exploitation de la spectrométrie gamma pour la mesure *in situ* d'actinides essentiellement du plutonium et de l'uranium. La spectrométrie gamma GeHP est dans un premier temps la technologie retenue. Les travaux débutent dans le cadre de la rédaction du mémoire de fin d'étude du CNAM [26]. Le sujet initial de ce travail était la mesure bas niveau en vue du déclassement des composants issus de l'assainissement démantèlement, il a été enrichi par des opérations d'évaluation de facteur de décontamination (FD) dans le cadre d'opérations de maintenance ou de démantèlement d'équipement en boite à gants. La limite de cette technique est due à la difficulté de maitrise de la répartition spatiale du contaminant, -notion universelle lorsqu'il s'agit de faire de la mesure *in situ*. J'ai alors contribué au développement d'imageurs, d'abord en proposant des améliorations de la caméra gamma équipée d'optique à masque codé. La présence d'artéfacts de décodage a été réduit grâce à un dispositif physique placé à l'avant de la caméra gamma [94]. La maturité des technologies des imageurs alpha a été une opportunité pour engager un travail d'industrialisation. Ces travaux ont été réalisés dans le cadre d'une contribution à la rédaction d'un mémoire d'ingénieur CNAM [73] puis de publications [72]. L'avènement des détecteurs CdZnTe a été ensuite une opportunité pour le développement de systèmes intégrés dans les boites à gants. Le Système de Mesure Nucléaire en Boite A Gants (SMNBAG) est un dispositif original de suivi de matière nucléaire placé dans une boite à gants. Les essais *in situ* ont réalisés dans le cadre d'un mémoire CNAM [85] conduisant au dépôt de brevet [82]. Ainsi durant dix ans, des développement et essais de combinaisons de méthodes ont été poursuivis et concrétisés par des dépôts de brevet dans ce domaine. La maturité des technologies ouvrent de nouvelles perspectives de R&D, sur l'ensemble du système de caractérisation, du détecteur au traitement des données.

S'agissant du suivi du débit de dose, différentes expériences rendues possibles par l'accès aux scènes en cours d'assainissement ont conduit à la conception et à la réalisation de systèmes de positionnement puis de collimation complexes. Ces travaux ont rapidement mis en évidence le déficit de solutions de collimations modulaires en spectrométrie gamma. Ce constant a aussi un caractère universel, il est partagé pour l'ensemble des développements en spectrométrie gamma pour la mesure *in situ* mais aussi pour la mesure de débit de dose. Un dispositif de caractérisation radiologique protégé contre des sources de rayonnement ionisant parasites a été développé ; c'est un dispositif simple, totalement manuel et efficace pour tracer une cartographie en milieu contraint par de forts débits de dose. Le dispositif admet des détecteurs de taille de qualité variables. L'exploitation d'une sonde de débit de dose est le moyen de disposer d'un instrument à lecture directe, sans traitement numérique. Cet équipement a été largement exploité durant la phase d'assainissement des équipements de l'APM [95].

Ces deux résultats technologiques ne représentent pas, en premier analyse, des ruptures technologiques au sens propre du terme mais servent à énoncer les bases de sujets de recherche dans le domaine de la localisation de sources radioactives en milieux sévères. Ils montrent l'importance de la fonction de collimation et ouvre la perspective de traiter ce domaine comme un sujet de recherche à part entière en s'inspirant des travaux de recherche dans la définition de trajectoires ou encore l'analyse en ligne intégrée regroupant les résultats de différentes technologies. Ces travaux sont probablement le socle d'une nouvelle discipline qui

regroupe la détection, la mécanique ou encore la robotique, le traitement des données et le couplage des informations détectées et calculées en milieux sévères.

Chapitre 4 Les systèmes de caractérisation radiologique pour la maitrise de la ligne de production de colis de déchets

Les moyens de production (processus) de colis de déchets [compatibles avec la règlementation des transports et les spécifications techniques des exutoires] sont les équipements utilisés pour la dépose ou la reprise, la mise au gabarit et le conditionnement des composants en colis. Ils constituent le cœur du procédé des usines de démantèlement, ou autrement dit, de l'usine à colis de déchets (traitement, Figure 2, Tableau 25). L'instrumentation de la ligne de production est portée par un diagramme dont la finalité est de maitriser les processus de transformation et de décatégorisation.

Besoins	**Type d'installation (cycle du combustible)**	**Radionucléides**
Mesure de gros composants [in situ] _ Inventaire amont	*Amont du combustible enrichissement, réacteur (GV, cuve …), usine de retraitement des combustibles usés, colis anciens.*	*Uranium, produits de fission et d'activation, plutonium et actinides mineurs*
Mesure de facteur de décontamination [in situ], de pièces élémentaires _ Suivi de procédé	*Enrichissement, usine de retraitement des combustibles usés, réacteur (GV …), usine de fabrication de combustibles.*	*Uranium, produits de fission, produits d'activation, plutonium et actinides mineurs*
Instrumentation de la ligne de production des colis de déchets et déclassement de l'installation	**Amont du combustible, enrichissement, réacteur, usine de retraitement des combustibles usés, colis anciens**	**Radionucléides pénalisant pour la sûreté**

Tableau 25 : Sujets de caractérisation radiologique dans les phases de production des colis de déchets et de déclassement de l'installation

La majorité des processus de traitement est réalisée sans « vision radiologique » continue. Il existe des cas où les conditions opérationnelles ou la qualité des pièces déposées ne nécessitent pas d'informations radiologiques pour optimiser les actions de traitement, la production de déchets TFA par exemple. En revanche, il existe des situations où la conduite du procédé pourrait être utilement instrumentée, par exemple, pour améliorer la performance du procédé de fabrication de colis contiennent des radionucléides qui conduisent à des objets irradiants ou encore contenant de la matière fissile. Il est important aussi de caractériser l'environnement direct du procédé en présence ou non d'opérateurs. Grâce à la connaissance du terrain des opérateurs, ces moyens conduiraient à une pertinence indiscutable pour le suivi du terme source, gage de sûreté.

Les études d'instrumentation de lignes de production de colis sont peu nombreuses et ce constat est probablement la conséquence de la concentration de l'ensemble des moyens de caractérisation radiologique sur le colis de déchets. Le contrôle de procédé par la maitrise des produits finis, le colis et l'installation déclassée, est une méthode qui est la prolongation des pratiques de la phase d'exploitation (Figure 1). Ainsi de nombreux travaux sont consacrés à la caractérisation radiologique de colis de déchets [96] ou des structures pour le déclassement [97]. Cependant, les industries manufacturières ne maitrisent pas la fabrication de produits sur la base des contrôles dans l'état final d'assemblage. L'ensemble de la ligne d'assemblage est instrumenté. C'est la proposition qui est déroulée dans ce document.

Les travaux dans ce domaine ne sont pas encore formalisés sous forme d'un champ disciplinaire clair comme le Contrôle Nucléaire de Procédé (CNP) l'est pour les usines de retraitement des combustibles usés. C'est le cadre opérationnel qui sert de support à la recherche. Ainsi, deux cas illustrent ces perspectives dans les paragraphes qui suivent. Le premier est une application d'un procédé simplifié à partir duquel un diagramme d'instrumentation générique est dégagé. Le second, plus complexe, est l'instrumentation d'un procédé de conditionnement de déchets valorisables contenant des actinides.

Dans le prolongement de ces travaux, la caractérisation radiologique des colis des déchets et des sols est présentée. Il s'agit de proposer une description des moyens et des études réalisées pour normaliser et fiabiliser les processus de déclaration radiologique des colis de déchets.

4.1 Présentation d'un schéma d'instrumentation des procédés d'A&D

La qualité et les performances d'un procédé d'A&D dépendent de l'instrumentation déployée pour la maitrise des exigences dictées par les exutoires dans un contexte industriel dont il faut garantir le bon niveau de « sûreté nucléaire ». Le schéma ou diagramme d'instrumentation est bâti à partir du procédé simplifié du chapitre 1 de ce document (Figure 12). Les opérations d'A&D sont présentées sous forme d'un procédé en trois étapes instrumentées. A l'image des systèmes de caractérisation des colis où se dégage une normalisation des instruments, l'étude a été conduite pour tendre vers un schéma d'instrumentation simplifié (simple et sûr). Dans cette optique, le procédé en trois phases (Figure 12) est prolongé jusqu'à la définition d'une vision globale représentée par le diagramme d'instrumentation.

- La première étape est la qualification et quantification radiologique et physicochimique du déchet pour « assurer », après la validation de son adéquation avec le processus de traitement, son mouvement dans l'installation. Par exemple, lorsqu'un fût est repris dans un entreposage, il est nécessaire de le qualifier au sens de la sûreté pour respecter les consignes de radioprotection et sous criticité. Le premier point de contrôle libère le mouvement du déchet.

Il ressort que la qualité des équipements du premier poste ou points instrumentés est focalisée sur la performance de précision et d'exactitude (Figure 2, M1, (ΔM1), C1). La maitrise de la qualité radiologique est l'élément déterminant pour le traitement des déchets. Les déchets sont propagés dans le procédé au rang de matière première, ce premier poste concentre donc l'essentiel des moyens.

- La seconde étape est le traitement des déchets. On distingue les processus de traitement des déchets contenant de la matière fissile des autres. Pour les déchets contenant de la matière fissile, ce poste concentre les problèmes de maitrise du holdup. Sans écarter les conditions sanitaires (au sens de la radioprotection), il faut démontrer que le procédé est maitrisé au sens de la sûreté criticité, autrement dit, que le holdup est maitrisé. Généralement les méthodes et moyens de contrôle s'appuient sur la différence entre la masse de matière introduite dans le procédé et de celle extraite du procédé. Ce principe conduit à comptabiliser, sous forme de holdup, la différence des incertitudes associées à l'expression des masses de matière fissile. Il vient l'exploitation de modalités de contrôle du holdup relatives par constat visuel et évaluation d'une activité surfacique ou encore un constat d'absence de matière fissile par des mesures. L'instrumentation de ce poste dans le cas de traitement de déchets est impérative. La deuxième exigence est la maitrise de la qualité de l'environnement de travail par la mesure du débit de dose et du niveau de contamination des processus.

Pour ce point d'instrumentation (Figure 2, M2, (ΔM2), C2), des méthodes de caractérisation radiologique relatives sont utilisées. Elles s'appuient sur des instruments dont la précision est la performance recherchée. La précision statistique est alors le critère de choix de la technique.

- Le dernier point de contrôle du diagramme d'instrumentation est la caractérisation radiologique de l'objet fini : le produit du procédé.

Pour ce point de contrôle (Figure 2, M3, (ΔM3), C3), deux options sont envisageables : la première est de considérer que le colis de déchets est la somme des éléments introduits dans le procédé avec la maitrise des données de la tête de procédé où la précision et l'exactitude sont les qualités de la technique instrumentale. Ce principe s'applique aux procédés où le traitement ne comporte pas de fragmentation des déchets. La seconde option d'instrumentation est pour un procédé où les déchets sont fragmentés. Dans ce cas l'instrumentation sur le colis de final requiert les mêmes exigences que le point de contrôle de matière première.

Cette décomposition en trois étapes de contrôle est définie à partir de la vision globale d'un procédé de transformation. Les systèmes de caractérisation radiologique créent le lien entre chaque étape de transformation du déchet utile et nécessaire pour définir le diagramme d'instrumentation. L'objectif de ce diagramme d'instrumentation est de réunir les deux champs de contraintes imposés par la sûreté et la production de colis de déchets. Sans ce rapprochement des champs de contraintes, l'antagonisme de la sûreté et de la production émerge et altère la performance industrielle. En ce sens, le parallèle avec les méthodes de Contrôle Nucléaire de Procédé (CNP) [93] [99] [100] pourrait être une opportunité pour la conception et le déploiement des techniques d'analyse pour les procédés d'assainissement démantèlement.

4.1.1 Instrumentation d'une ligne de production de reconditionnement de matériel revalorisable

L'absence d'exutoire des fûts dits « riches » en matière fissile a conduit les exploitants du CEA à entreposer les fûts non compatibles avec les exigences de stockage de surface de l'ANDRA sur les installations CEA, en attendant un exutoire ultime, le Centre Industriel de stockage GEOlogique, CIGEO [100]. Depuis 2006, date de mise en service de « l'exutoire » CEDRA entreposage pour les déchets technologiques alpha du CEA, le conditionnement et l'évacuation de ces déchets ont été entrepris pour ceux contenant moins de 185 GBq d'émetteurs alpha [102]. Le conditionnement et l'évacuation des colis de ces entreposages permettent de réduire le terme source mobilisable dans les installations en démantèlement.

En phase d'exploitation et en l'absence d'exutoire pour les déchets technologiques alpha riches, le schéma de contrôle de ces colis était bâti à partir d'un contrôle de compatibilité avec l'exutoire ANDRA de stockage de surface. La mise en service d'exutoires dont CEDRA pour le CEA est l'opportunité pour la définition d'un procédé de tri et de reconditionnement. Le procédé de traitement et conditionnement est décomposé en deux phases :

1. Phase 1 de préparation (qualification du déchet, ingrédient de base du procédé),
2. Phase 2 de traitement puis conditionnement des déchets en colis.

Le cas d'application est un entreposage de matière fissile, contenue dans des cendres d'incinération de déchets technologiques stockés dans des fûts contenant des boites en fer blanc (AA99, …) ou paquets. La première phase consiste à homogénéiser des lots avant l'opération de traitement puis conditionnement, en particulier l'isotopie du plutonium et la teneur en ^{241}Am. L'^{241}Am est le radionucléide d'intérêt dans l'ensemble du procédé car il est responsable du débit de dose. Le résultat de la première phase est un ensemble de fûts contenant des cendres dont l'isotopie et la teneur en actinides mineurs sont homogènes, et une distribution de masse fissile, dans les fûts d'entreposage reconstitués, compatible avec les contraintes imposées par l'exutoire : masse maximale contenue dans un volume unitaire de 150 g et unité de criticité de la boite de travail de 210 g.

La deuxième phase du procédé est le traitement des cendres qui est réalisé à partir de la matière première caractérisée dans la phase 1. La cendre est tamisée puis versée dans une boite à concurrence de 150 g de matière fissile. Les déchets produits durant l'opération de conditionnement sont ensuite évacués dans un colis compatible avec les exutoires à savoir un fût de 100 L.

Les trois étapes du procédé simplifié sont identifiées (Figure 12). Elles sont le socle du diagramme d'instrumentation augmenté de fonctions spécifiques (Figure 51) :

- La matière manipulée dans le procédé a été caractérisée et fractionnée en paquets, éléments d'un fût (conteneur primaire),
- Dans la phase de traitement, des données physico-chimiques et radiologiques sont collectées par analyses destructives,
- Il existe deux exutoires : le colis de matières valorisables caractérisé en deux étapes et des déchets résultats du tamisage de la phase de traitement.

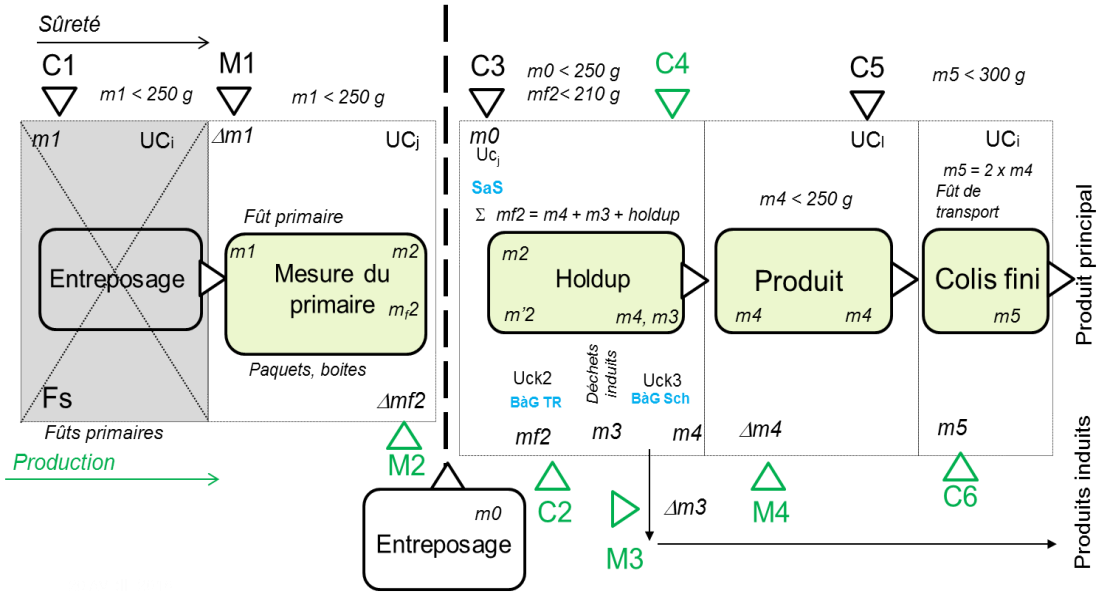


Figure 51 : Schéma de contrôle du procédé de reconditionnement de déchets

Un ensemble d'instruments et d'analyse sur prélèvements permettent de valider la qualité produit en cours de fabrication puis le colis fini. L'ensemble des résultats d'analyse est confronté aux exigences de l'exutoire (Tableau 26).

Identification du point d'instrumentation (poste), localisation géographique	Qualité de l'instrumentation ou de la collecte de données, gestion des données	Résultats de mesure et contraintes
C1, fût origine	Spectrométrie gamma : profil de distribution de la contamination dans le fût (affectation de la courbe de rendement neutronique), comptage neutronique passif comptage en coïncidence Fiche suiveuse du fût, résultat de mesure du poste de la salle 90, base de données Caraïbes *Incertitude associée à la mesure de la masse de plutonium : 20 % (k=2), pas de mesure de l'uranium, pas d'estimation de l'isotopie, affectation d'un code matière* *Masse Pu Code Matière Date prod.*	mi < 300 g de masse de matière fissile, code matière, année de production
***M1, fût origine**	Mesure par spectrométrie gamma (relatif) et comptage neutronique passif (coïncidence). *Incertitude associée à la mesure de la masse de plutonium : 35 % (k=2)* *IsoPu ^{235}U/Pu Masse Pu, U ^{241}Am/Pu*	M1 < 300 g de masse de matière fissile, avant ouverture
M2, boite d'origine (paquet(s))	Mesure par spectrométrie gamma et comptage passif (coïncidence). *Incertitude associée à la mesure de la masse de plutonium : 35 % (k=2)* *IsoPu ^{235}U/Pu Masse Pu, U ^{241}Am/Pu*	m_f1 < 300 g et isotopie maitrisée, teneur en : ^{240}Pu, ^{238}Pu, ^{241}Am, DdD Recouvrement de l'intervalle (σ = 1) de confiance de l'évaluation de la teneur en : ^{240}Pu, ^{238}Pu, ^{241}Am
C2	Identification du fût navette Code barre, débit de dose, masse	m0< 300 g
C3	Identification boite et paquet(s) Code barre, débit de dose, masse. Maitrise de la qualité de la matrice et confirmation des mesures non destructives par analyses destructives (exploitation).	m_f1 < 300 g et isotopie maitrisée Qualité physico chimique de la matrice (exploitant).
M3	Spectrométrie gamma (relatif) et comptage neutronique passif (coïncidence), qualité de la cendre en cours de traitement. *Incertitude associée à la mesure de la masse de plutonium : 35 % (k=2)*	Comptable avec l'exutoire CDS ou UCDA

Identification du point d'instrumentation (poste), localisation géographique	Qualité de l'instrumentation ou de la collecte de données, gestion des données	Résultats de mesure et contraintes
	Activités des Rns *Masse Pu, U*	
C4	Maitrise de l'accumulation de la masse de matière dans la BàG Système de détection implanté dans la BàG pour le suivi en ligne et le contrôle du FD.	Holdup = Σmf1 - (m4 + m3)
M4	Spectrométrie gamma (relatif) et mesure par calorimétrie *Incertitude associée à la mesure de la masse de plutonium : < 20 % (k=2)* *Incertitude associée à la mesure de la puissance thermique : < 5 % (k=2)*	< 150 g de matière fissile par surboite
	IsoPu *^{235}U/Pu* *Masse Pu, U* *^{241}Am/Pu*	
C5	Regroupe l'ensemble des moyens pour la gestion du produit fini : surboite	< 150 g de matière fissile par sur boite
C6	Regroupe l'ensemble des moyens pour la gestion du colis fini : fût d'expédition	< 300 g de matière fissile par fût < puissance thermique max. par RD26

Tableau 26 : Description de l'instrumentation de la ligne de reconditionnement des cendres, installation UP1 de Marcoule

Face aux nombreux déploiements de procédés de reprise et conditionnement de déchets, la proposition d'un schéma ou diagramme d'instrumentation générique devient fondamental. Ce premier travail, sur un procédé complexe de reconditionnement de déchets valorisables, est une ébauche des travaux à engager dans ce domaine. L'adaptation des spécifications générales du diagramme d'instrumentation a cependant été relativement aisée, les spécifications techniques génériques (précision, exactitude) des instruments ayant facilité la définition des matériels et des méthodes de traitement. Il vient l'application sur un procédé en exploitation.

4.1.2 Instrumentation d'un procédé de reprise de déchets en fosse

Il existe, sur les sites nucléaires, des colis de déchets ou déchets anciens disposés dans des puits, fosses, tranchées qui ont été produits dans des installations ou procédés aujourd'hui à l'arrêt, comme sur le site de Cadarache sur l'INB56 ou comme nous l'avons vu dans le chapitre 2 sur le site de Marcoule. Les opérations de reprise constituent des laboratoires de développement et de qualification de systèmes de caractérisation radiologique. Les enjeux techniques de ces opérations sont nombreux, ils s'appuient notamment sur le constat que ces colis de déchets, qui n'étaient pas compatibles avec les exutoires, ont été entreposés parfois dans des conditions rudimentaires. Ils sont aujourd'hui repris pour être conditionnés et entreposés de façon sûre.

On rappelle que le concept de déchets anciens répond à la nécessité de différencier les déchets issus d'un procédé lors de son exploitation de ceux issus d'entreposages d'un procédé à l'arrêt. La qualité des déchets anciens est moins maitrisée que celles de colis issus de procédés opérationnels et ils sont donc gérés de façon différente. Pour cela, les procédés de reprise et de traitement de déchets anciens sont plus riches en instrumentation. Ces instruments compensent le déficit d'information sur la qualité radiologique et physicochimique des déchets.

La conception du procédé d'extraction et de conditionnement de déchets anciens débute systématiquement par une évaluation des données historiques. Consolidées par des investigations, elles constituent les éléments des études de premier niveau. En particulier les données historiques soutiennent la définition du champ des contraintes applicables aux opérations de reprise, par exemple elles sont utiles pour évaluer si la concentration en noyaux fissiles justifie l'application de consignes pour la gestion de la sous criticité. Il est en effet nécessaire de situer le sujet sur une carte de contraintes dont le vecteur unique est le niveau et la qualité de l'activité des objets. C'est à partir de cette information unique que le travail d'inventaire des contraintes est assuré par rapprochement de la qualité radiologique de l'espace de contraintes. Le terme source est décomposé en deux parties distinctes :

- la source primaire qui est le résultat de la contamination contenue dans les déchets,
- la source secondaire qui serait la conséquence d'une excursion de criticité.

L'architecture du procédé de reprise et de conditionnement est classique, il est encore une fois issue du procédé simplifié en trois étapes (Figure 2). Dans ce cas, un progiciel de Business Process Management (BPM) est utilisé pour tracer le procédé et esquisser le diagramme d'instrumentation (Figure 52).

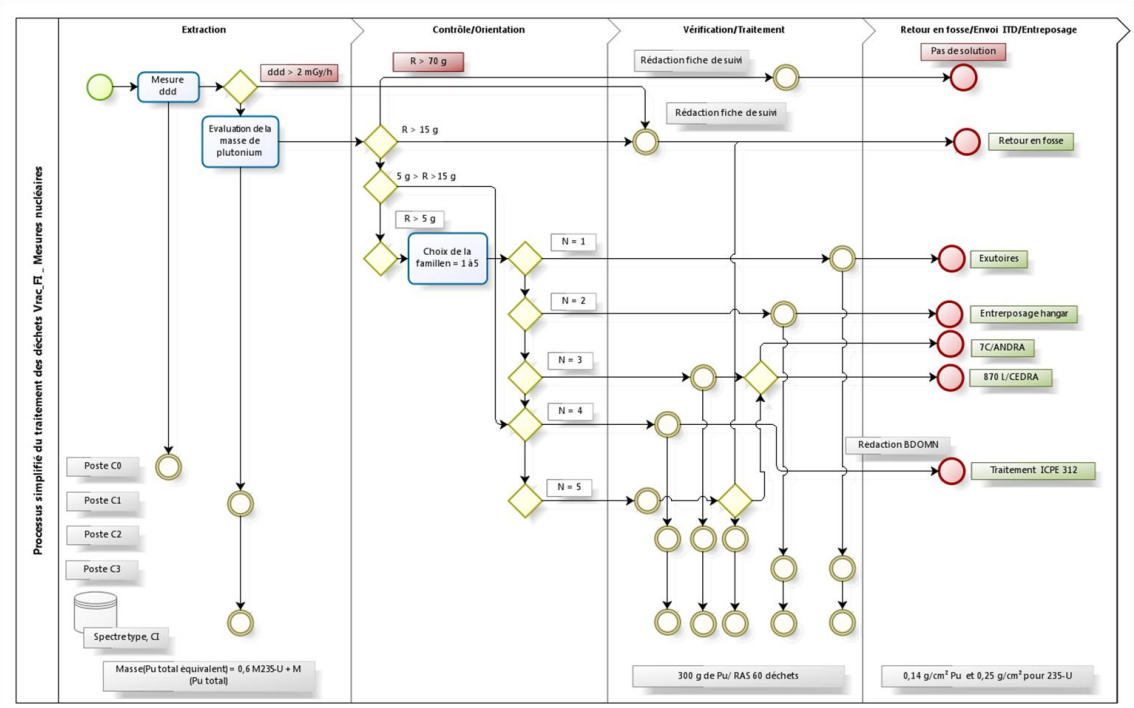


Figure 52 : Schéma simplifié du procédé de reprise de déchets en fosse

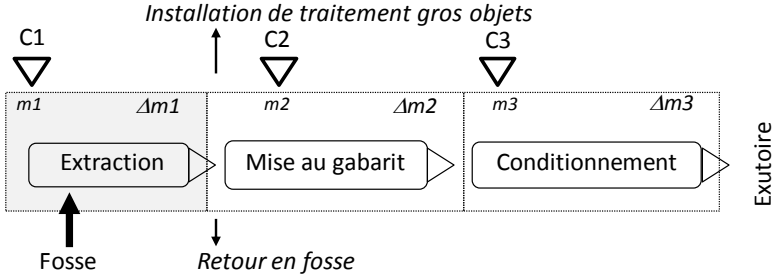
L'originalité de cette étude est de ne pas disposer de données sur la qualité des déchets dans les fosses. Ce déficit a imposé de propager l'ensemble des contraintes sur la ligne de production des colis de déchets, de l'extraction au conditionnement des déchets. Les contraintes d'exploitation sont dimensionnées à partir des capacités de l'installation à maintenir le confinement du terme source et la qualité sanitaire des postes de travail (Tableau 27).

Domaine	*Discipline, paramètre*	*Contraintes*
Sûreté	Radioprotection, impact environnemental	Niveau du terme source dans l'installation (Bq)
Sûreté	Sous criticité, maitrise	Unité comptable (masse de matière fissile)
Sûreté	Radioprotection, Dosimétrie des opérateurs	Niveau du débit de fluence gamma et neutron (Sv/h) au poste de travail

Tableau 27 : Inventaire des contraintes et des indicateurs de suivi de production

Dans la plupart des configurations, les contraintes imposées par la sûreté incluent la maitrise de la qualité produit. Deux seuils doivent être respectés, le premier est une limite de détection à l'extraction de 1 g de plutonium. Le second est un seuil de 5 g pour engager le traitement dans le procédé *in situ* ou de 15 g pour le traitement déporté dans une Installation de Traitement des Déchets (ITD). Ces deux seuils fixés pour respecter des consignes de radioprotection et de sûreté englobent les exigences radiologiques pour la qualité produit (Figure 52).

De façon globale, les trois étapes du procédé (Figure 53) sont instrumentées pour le contrôle de l'ensemble des indicateurs mesurables : activité (Bq), débit de dose (mGy/h) et sous criticité (masse de matière fissile). La structure de l'instrumentation est alignée à partir des principes de maitrise de la qualité de la matière première dès l'extraction des déchets de la fosse.



Point de contrôle	Isotopie	Mesure absolue
C1	Spectre type Si m1 > 5 g Mesure de la composition isotopique par spectrométrie gamma	Comptage neutronique passif Si m1 > 5 g Déclaration activité spectrométrie gamma
C2	Spectre type + contrôle non destructif	Sans
C3	Spectre type enveloppe	Mesure du colis fini par spectrométrie gamma

Figure 53 : Schéma du procédé décliné à partir du modèle simplifié (Figure 2)

On confirme, à partir de cet exemple, que le point d'instrumentation au niveau de l'extraction des déchets est le point sensible dans un processus de reprise de déchets anciens. Il concentre l'ensemble des incertitudes sur la qualité de l'objet : la forme, l'activité, la qualité physico chimique. La valeur de l'activité attribuée à l'objet est ensuite propagée dans l'ensemble du procédé. L'incertitude associée à cette analyse est donc déterminante pour la maitrise de l'ensemble des risques et évidement de la qualité du produit. Ce principe rappelé ici, n'a cependant pas été retenu lors du déploiement du schéma de contrôle. Les moyens et techniques de traitement ont été mis en défaut dès le démarrage de l'opération. Les premiers écarts ont été expertisés.

Un déchet constitué de plusieurs morceaux de panneaux de boite à gants (avec ronds de gants) a été caractérisé au poste d'extraction. Il est circonscrit par un parallélépipède de 132 x 97 x 23 cm et pèse 25 kg. La densité moyenne est de : 0,085 (Figure 54).

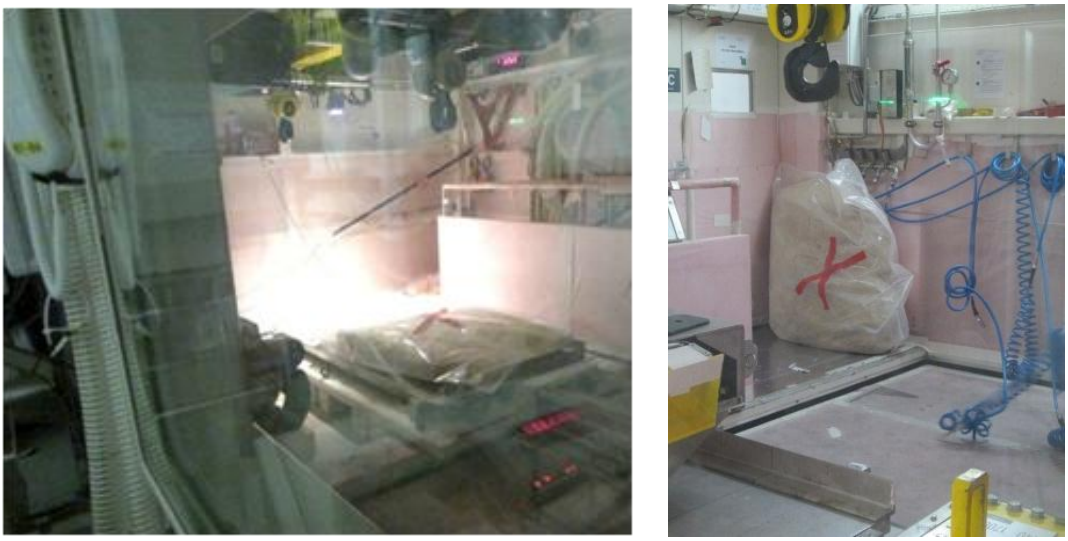


Figure 54 : Photographies du déchet à l'extraction (croix rouge)

Ce déchet a été caractérisé à partir d'un poste de comptage neutronique passif composé d'un tube détecteur neutronique à ^{3}He placé dans un bloc modérateur en polyéthylène. La masse déclarée est de 35 g de plutonium. Cette déclaration est obtenue à partir d'un traitement du comptage total net en faisant l'hypothèse d'une teneur en ^{240}Pu pénalisante de 7,4%. L'isotopie du plutonium retenue est issue du retour d'expérience capitalisé lors de chantiers de reprise d'entreposages de l'installation INB56 de Cadarache.

Radionucléides	Répartition en activité alpha (%)	Répartition massique (%)
^{241}Am	26,6	0,8
^{238}Pu	4,0	$2{,}5.10^{-2}$
^{239}Pu	53,6	91,7
^{240}Pu	15,7	7,4
^{241}Pu	4.10^{-2}	$4{,}0.10^{-6}$
^{242}Pu	2.10^{-2}	5.10^{-2}

Tableau 28 : Isotopie du plutonium retenue dans le cadre de la caractérisation des déchets

Ce résultat est obtenu à partir de 4 mesures des deux grandes faces de l'objet. Les masses évaluées suivant les deux faces sont de 35 et 34 g. Le dépassement du seuil de 15 g obère le traitement du déchet et impose son retour en fosse. La qualité métrologique du premier point de contrôle ne répond pas aux prescriptions, précision et exactitude. La mesure neutronique passive souffre d'une sensibilité à un nombre important de paramètres, le premier étant la production de neutrons pas réactions (α, n) ou encore

la qualité de l'isotopie. Une analyse complémentaire par spectrométrie gamma a donc été réalisée. Les mesures ont été réalisées à l'aide d'un détecteur GeHP équipé d'un collimateur (Figure 55).

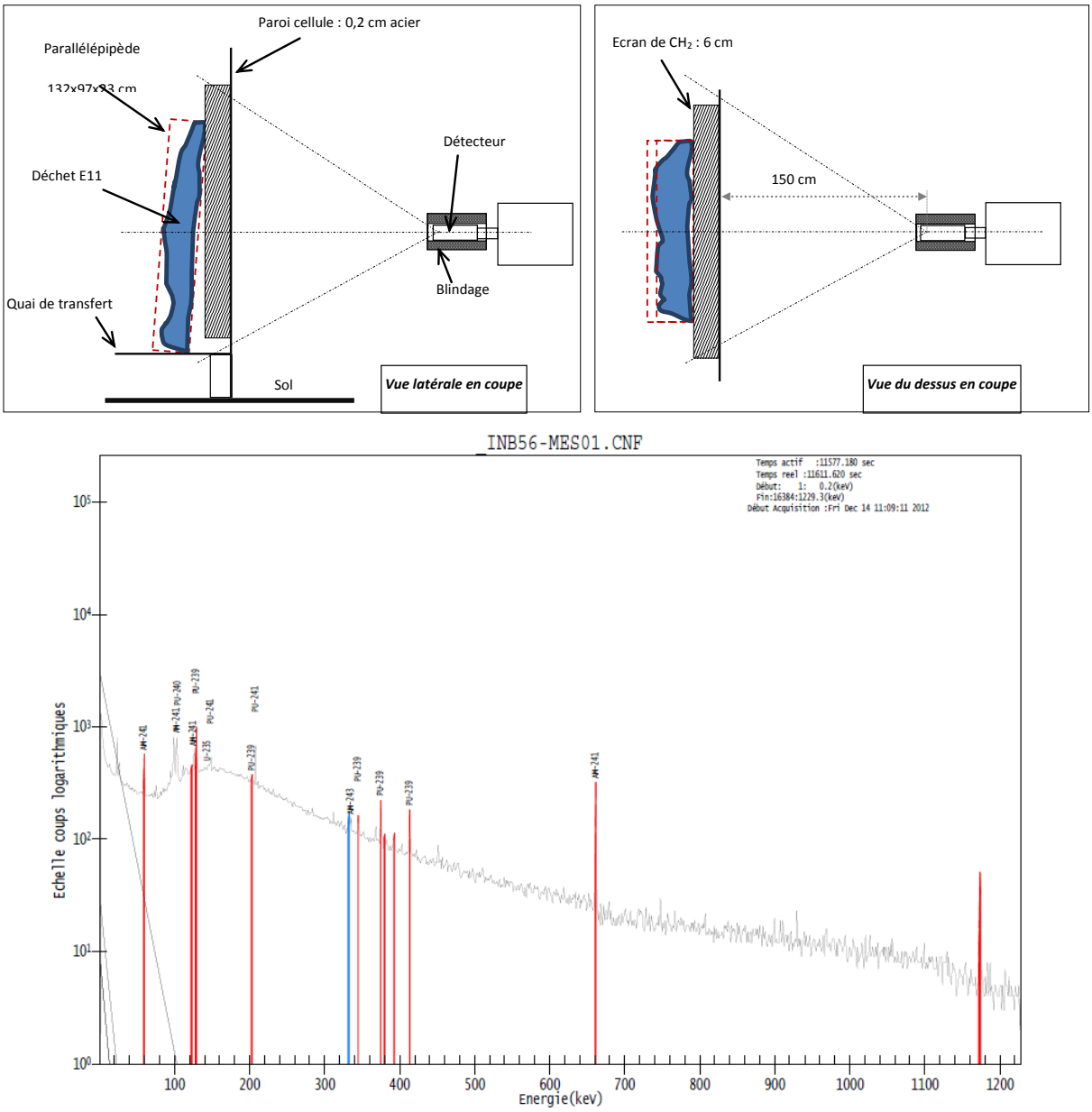


Figure 55 : Configuration de mesure par spectrométrie gamma et spectre gamma

La Composition Isotopique du plutonium (CI) a été évaluée à l'aide de deux logiciels MGA [80] et IGA [82]. Elle a été aussi déterminée à partir de l'évaluation des activités (ou masses) des différents radionucléides par méthode absolue à partir de calcul de la fonction de transfert numérique (Tableau 29).

	CI du déchet - Evaluation à partir de la spectrométrie γ					Spectre de référence T2
	Interprétation relative				Interprétation absolue	
Isotopes	MGA		IGA			
	%Masse	± σ(%M)	%Masse	± σ(%M)	%Masse	%Masse
^{238}Pu	0,06	±0,01%	0,04	±0,04	0,51%	0,03
^{239}Pu	91,82	±0,75%	90,8	±2,2	91,67%	92,46
^{240}Pu	7,8	±0,74%	8,8		7,56%	7,46

^{241}Pu	0,24	±0,02%	0,26		0,26%	4E-06
^{242}Pu	0,05	±0,01%	0,1			0,05
^{241}Am	0, 86	±0,05%	1,2		0,86%	0,81

CI normalisée sur la somme des isotopes du Pu

Tableau 29 : Résultats d'estimation de la composition isotopique sur un déchet de grandes dimensions extrait d'une fosse d'entreposage de l'INB 56 du site de Cadarache

Les trois évaluations réalisées sont comparables, compte tenu de leurs incertitudes.
Le traitement absolu du spectre gamma permet d'évaluer ensuite la masse de plutonium. Cette évaluation est obtenue en utilisant la masse de ^{239}Pu par interprétation absolue du spectre gamma avec une raie de forte énergie (413 keV) couplée aux résultats de la composition isotopique. Le traitement est établi en considérant un parallélépipède de Plexiglas de 5 cm d'épaisseur homogène en masse et en contamination placée contre la paroi de la cellule. La masse de plutonium est de : 0,7 g avec un écart type relatif de 61%, ce qui peut être transcrit par une masse de plutonium présente dans le déchet inférieure à 1,6 g avec une probabilité de 97,5%. La robustesse de cette interprétation est validée par les trois vérifications de cohérence suivantes :

1. La CI obtenue par l'interprétation absolue est comparable à celles déterminées par MGA et IGA,
2. La distribution des activités évaluées sur 5 raies du ^{239}Pu (entre 129 et 414 keV) présente un écart type relatif de seulement : 15%,
3. L'écart type associée à la déclaration en activité est déterminée par la méthode dite de l'étendue (Cf. chapitre 2, Equation 11), en considérant une distribution équiprobable entre les deux valeurs extrêmes qui définissent l'étendue des valeurs possibles de l'activité (voir ci-dessous).

Ces deux valeurs extrêmes sont établies en interprétant la mesure à l'aide d'une fonction de transfert la plus minorante possible (i.e. la plus grande) et d'une fonction de transfert la plus majorante possible (la plus petite), compte tenu de la géométrie de mesure existante. La première est établie en considérant un parallélépipède de plexiglas, collé contre la paroi de la cellule, où toute la contamination est localisée sur une petite surface externe en regard du détecteur. La seconde est établie en considérant un parallélépipède de plexiglas, éloigné de 15 cm de la paroi de la cellule, de 5 cm d'épaisseur contaminé sur sa surface externe à l'opposé du détecteur. Le diagramme de contrôle est enrichi d'un poste de spectrométrie gamma pour la caractérisation des déchets extraits de la fosse.

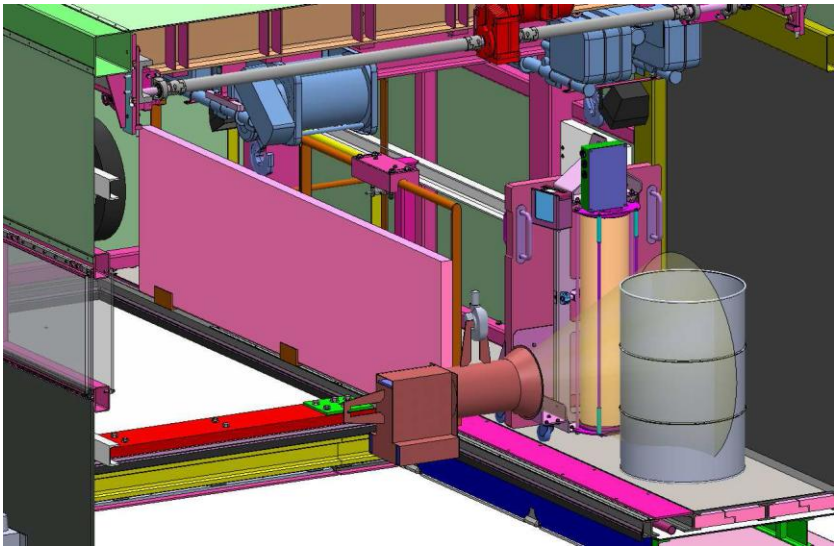


Figure 56 : Modèle 3D du poste de spectrométrie gamma. Extraction des colis

Ces résultats de mesure mettent en évidence l'intérêt de la spectrométrie γ relative (mesure de CI) et absolue (évaluation de la masse de Pu) au niveau du poste d'extraction. Si son intérêt vis-à-vis de la mesure de CI est systématique, cette technique n'est pas forcément pertinente pour la globalité des déchets vrac. En revanche, elle permet dans le cas de CI à forte teneur en ^{239}Pu pour un déchet circonscrit dans un volume simple, un parallélépipède par exemple, et de faible densité apparente (moins de 0,1 dans le cas présent), de produire un contrôle de masse plus précis que la mesure neutronique. Rappelons que, dans le cas de la mesure neutronique, la majoration est le résultat de la simplicité du moyen de détection et du type de comptage (total) qui en résulte, en particulier il n'est pas possible avec un seul détecteur de faire une analyse des coïncidences. Le comptage total exige la maitrise de

la CI et d'une forme chimique de la matrice et du contaminant. Notons enfin que la méthode par comptage totale exploite des émissions de type [α,n] sur les noyaux légers oxygène par exemple mal maitrisées. Elles sont produites essentiellement par un actinide l'^{241}Am, qui ne fait pas partie de la grandeur recherchée (masse fissile).

Cette analyse et évolution du diagramme d'instrumentation et d'un poste de contrôle est une confirmation que le modèle simplifié du procédé peut être enrichi d'un diagramme d'instrumentation normé (générique). La défaillance du diagramme d'instrumentation est due au non respect des performances métrologiques du premier point de contrôle, précision et exactitude. Le poste initialement mis en œuvre ne répond pas à ces deux exigences métrologiques. Fiabiliser le diagramme d'instrumentation est donc une étape importante pour envisager des travaux sur des instrumentations avancées, par exemple des outils de localisation des sources, ou pour entreprendre la définition de modalités de couplage pour le calcul des incertitudes associées à la grandeur d'intérêt.

4.2 Conclusion sur l'instrumentation des lignes de production

A l'image de toutes les lignes de l'industrie manufacturière, l'usine du futur de production des déchets nucléaires de l'industrie de l'A&D est instrumentée pour manager la qualité de production et proposer un suivi des conditions opératoires. Les travaux d'analyse et d'instrumentation de lignes de production de colis de déchets opérationnelles consolident la pertinence d'un modèle de procédé architecturé sur les 3 étapes (Figure 2) pour laquelle la juste définition du diagramme d'instrumentation de la ligne de production est un enjeu majeur. Le procédé de reprise et conditionnement de matière « revalorisable » illustre, malgré la complexité des processus, le lien entre les 3 étapes du procédé et les exigences de contrôle. Le résultat est une description précise des postes ou points de contrôle voire une généralisation de la qualité des points de contrôle. La qualité du point de contrôle sur le déchet avant traitement (C1, Figure 2), est caractérisée par une exigence de précision et exactitude élevée. C'est la traduction de la nécessaire maitrise de la qualité technique des ingrédients ou matière première pour garantir la qualité produit dans des conditions sûres. La qualité métrologique exigée sur le point d'entrée du procédé pourra être reproduite pour le point de sortie. Les instruments sur le poste de traitement offrent, grâce à l'accès direct à la matrice, de nombreuses possibilités. Les techniques d'analyse destructives peuvent compléter des équipements pour le contrôle en ligne des rétentions dans les équipements. Il vient un diagramme d'instrumentation générique robuste.

Ce diagramme d'instrumentation générique n'est pas respecté pour la ligne de reconditionnement de déchets dits « vrac » entreposés en fosse. Le poste dévolu à la caractérisation des déchets en sortir de fosse est mis en défaut dans la phase d'exploitation. Le résultat de certaines mesures interdit le mouvement du déchet dans l'installation par dépassement du seuil de la masse fissile autorisée. L'analyse de l'écart montre rapidement que le poste placé à l'extraction des déchets est sous équipé et ne répond pas aux prescriptions métrologiques imposées par le diagramme d'instrumentation générique, c'est dire précision et exactitude. En effet, il est équipé, pour la caractérisation radiologique de matière fissile, d'un tube ^{3}He or le traitement de comptage neutronique global est sensible à un nombre important de paramètres, notamment la qualité de la matrice (oxyde, fluor, métal) et la composition isotopique du contaminant. La composition isotopique retenue pour le traitement est une valeur moyenne issue de la capitalisation des actions de reprises réalisées sur le site de référence. Les prescriptions du diagramme d'instrumentation générique sont appliquées en mettant en œuvre de la spectrométrie gamma pour l'expression d'une isotopie et de la masse de matière fissile. Les résultats sont probants et conduisent au déploiement systématique de cette technique.

A partir de ces deux exemples, on montre que l'adoption du diagramme d'instrumentation générique est une voie pour la normalisation des spécifications des points de contrôle, et plus encore elle est une opportunité pour l'accélération de la standardisation des techniques d'analyse. Ce constat sur les instruments est à la fois une opportunité pour l'industrialisation des procédés d'A&D, mais aussi le socle nécessaire pour le développement d'instruments, par exemple, de moyens de localisation de source dans des déchets ou dans les équipements comme les boites à gants.

A ce stade, l'industrialisation de l'A&D ne peut pas s'envisager sans le développement de moyens de contrôle pour la maitrise de la qualité produit et des conditions de production sur la base d'un plan stratégique porté par un programme de R&D.

La réponse se trouve probablement dans la mise en place d'une nouvelle discipline : le CNP de l'A&D. Dans cette logique, se dégage aussi de ces travaux une proposition de définition d'un diagramme d'instrumentation générique à partir du concept de procédé simplifié unique pour l'ensemble des opérations de l'A&D.

Dans le schéma d'instrumentation, il est convenu que les moyens consacrés à la mesure du produit (le colis de déchets) ont une place à part. La caractérisation radiologique de colis (et des sols, deuxième produit de l'industrie d'A&D) est proposée dans les paragraphes suivants.

4.3 La caractérisation radiologique des colis de déchets

Le besoin de contrôle et de caractérisation d'objets radioactifs est important dans tous les domaines de l'industrie nucléaire et dans tout le cycle de vie des installations. Ainsi, sans être exhaustif, les domaines suivants sont souvent le support d'exigence de caractérisation radiologique :

- la sureté : tout exploitant doit tenir une comptabilité des matières nucléaires contenues dans son installation et en établir le suivi. Dans le cas des colis de déchets, cela va lui permettre de mettre en place un ensemble de mesures pour assurer la protection des travailleurs devant manipuler les colis et de l'environnement (notamment lors de leur transport),
- le fonctionnement des Installations de Traitement et d'Entreposage des déchets : ces installations ont des critères d'acceptabilité en activité à respecter et doivent suivre en temps réel l'activité totale détenue,
- les transports radioactifs : du niveau d'activité dépend notamment le mode de transport et les emballages associés,
- le stockage des déchets : les contrôles effectués sur les colis ont pour rôle de vérifier que leur contenu respecte les exigences de l'exutoire qui doit les recevoir,
- En exploitation : être capable de mesurer la quantité de matière présente dans un fût permet d'optimiser son remplissage et de contrôler sa mise au gabarit radiologique.

Plus spécifiquement, l'accroissement des exigences sur la caractérisation radiologique des colis de déchets et l'augmentation de la production due aux opérations de démantèlement a conduit, depuis 10 ans, les industriels du domaine à normaliser les méthodes et moyens. De nouvelles exigences émergent. Elles concernent l'ensemble des moyens de caractérisation radiologique en s'appuyant sur les techniques et moyens actuellement exploités (Figure 57).

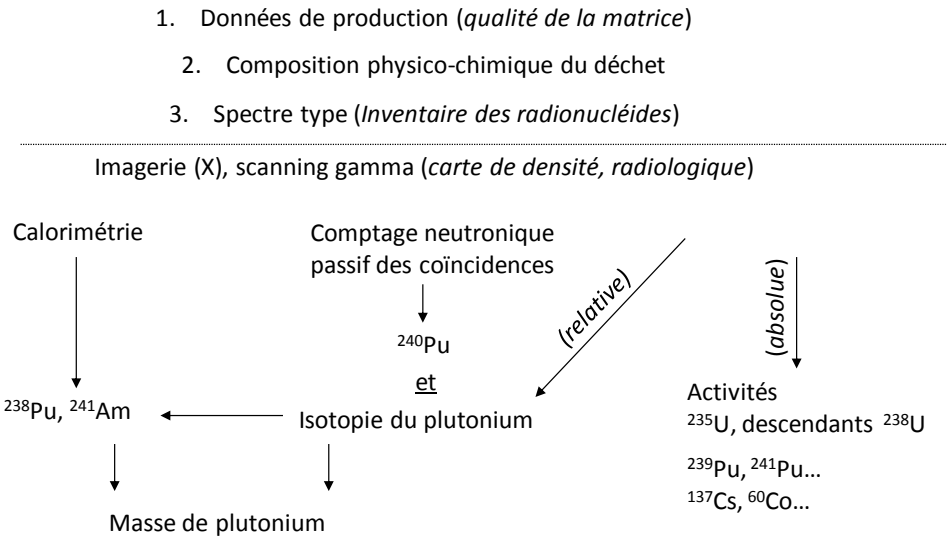


Figure 57 : Présentation d'un système de caractérisation radiologique de déchets

Le contrôle final du « produit » est un sujet fondamental pour l'industrie du démantèlement. De nombreuses études et ouvrages traitent de la caractérisation radiologique des colis de déchets. Les systèmes de caractérisation radiologique sont à maturité et sont déployés suivant le schéma classique de la définition des moyens d'acquisition, le traitement puis la traçabilité des données d'intérêt. Le sujet de la traçabilité a été abordé dans le premier chapitre, et la définition des moyens d'acquisition n'est pas différent des techniques d'analyse *in situ*, en revanche le traitement des données concentre l'essentiel des actions de développement (Figure 58).

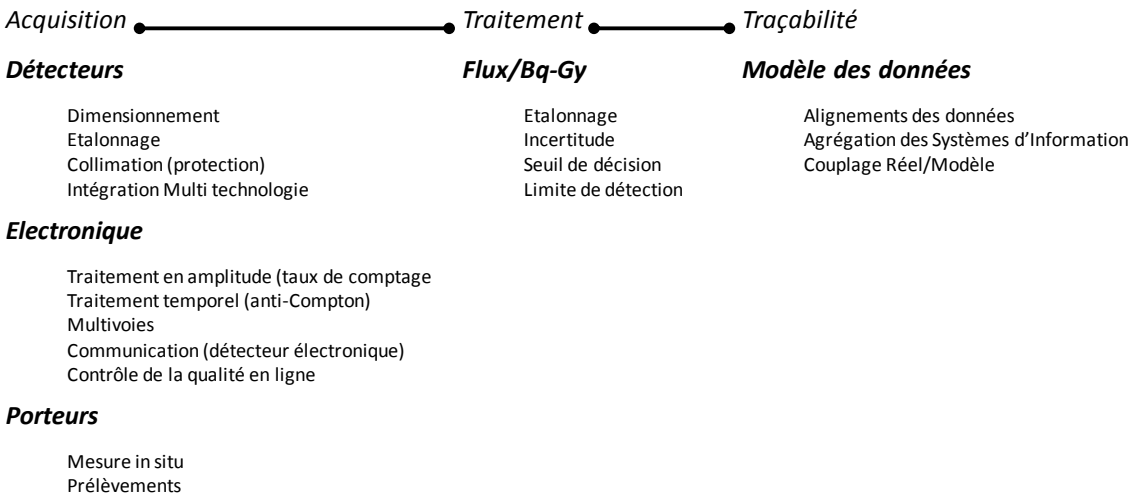


Figure 58 : Séquences d'acquisition, de traitement et de traçabilité pour les méthodes de caractérisation radiologique des colis de déchets

La reprise des colis anciens dans les installations a dynamisé les études sur les techniques d'analyse pour la caractérisation de déchets contenant des actinides. Les résultats de mesure permettent de répondre aux exigences des exutoires, de la sûreté et de l'optimisation du procédé de conditionnement grâce à la densification des déchets dans le colis fini. Ces études sont principalement concentrées sur l'amélioration de l'incertitude associée à la masse de matière fissile.

La mesure d'important flux de colis de très faible activité (TFA) a porté sur l'amélioration de la limite de détection des techniques de caractérisation non destructives.

Les axes prospectifs pour ces techniques de caractérisation radiologique des colis de déchets sont illustrés par deux travaux : l'évaluation d'une incertitude de mesure associée à la masse de matière fissile et une étude de système anti Compton appliquée à la caractérisation des colis TFA.

4.3.1 Système de caractérisation radiologique pour la reprise et le conditionnement de colis de déchets

Le système de caractérisation radiologique support à la discussion sur l'optimisation de la méthode d'estimation de la masse de matière fissile a été déployé pour la reprise de colis anciens contenant des masses de matière fissile incompatibles avec la filière Faible et Moyenne Activité à Vie Courte (FMA-VC). Les opérations réalisées dans l'installation de reconditionnement de déchets contenus dans des fûts de 118l sont classiques et reprennent les étapes du procédé simplifié : la caractérisation radiologique des colis provenant d'un entreposage, le traitement puis le conditionnement de colis de 870L pour envoi vers un exutoire (CEDRA, Figure 59).

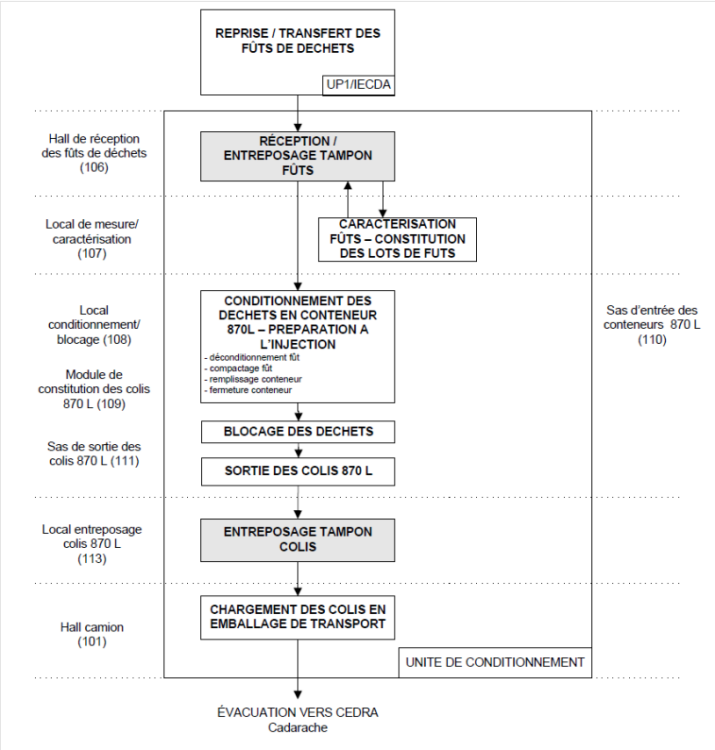


Figure 59 : Etapes du procédé de reprise et conditionnement des colis de déchets « *plutonifères* », cas de l'opération UP1 Marcoule

La chaine de production de déchets est directe, la maitrise du procédé s'appuie sur la qualité des résultats de mesure de la radioactivité à partir d'un poste unique et central. La caractérisation radiologique du colis primaire est obtenue en combinant l'estimation de la composition isotopique à partir du traitement du spectre gamma par une méthode relative et la masse de ^{240}Pu équivalente estimée par mesure neutronique (comptage des coïncidences). C'est un cas courant d'application de l'instrumentation de procédé de traitement de déchets nucléaires.

4.3.2 Présentation rapide d'un poste de comptage neutronique passif industriel

La performance de ce type de procédé est portée par le système de caractérisation central et se traduit par une exigence de précision et d'exactitude. L'estimation de l'incertitude associée est alors reprise avec l'objectif de montrer que le résultat de cette estimation est associé à l'objet colis élémentaire et non à un lot de colis. Il est statué à ce stade que l'expression de l'incertitude associée est maitrisée, en particulier l'estimation de l'isotopie est entachée d'une incertitude de l'ordre de 5%, et que la configuration du poste (6 faces) est peu sensible à la position de la source radioactive. Ainsi, seule l'influence de la qualité de la matrice sur le comptage neutronique (absorption des neutrons par la matrice) a été prise en compte.

Il s'agit de rapprocher la qualité de l'étalonnage, plus spécifiquement la qualité des deux matrices étalons, de la diversité des matrices des colis de déchets primaires. La méthode consiste alors à calculer l'influence des teneurs extrêmes en chlore et hydrogène sur la valeur de l'incertitude. Pour l'estimation de l'incertitude relative associée à l'expression de la masse de matière, la cavité et les fûts sont modélisés avec MCNP [46].



Figure 60 : Vue des postes de mesure neutronique au premier plan et le poste de spectrométrie gamma en second plan

Le poste de mesure neutronique est constitué d'une cellule équipée de compteurs ^{3}He, installés selon une géométrie de mesure 4π, et positionnés dans des blocs modérateurs en polyéthylène afin de thermaliser les neutrons émis par le déchet. Deux types de fûts sont caractérisés (Tableau 30).

	Fûts 100 l	Fûts 118 l
Volume total (L)	100	118
Ø externe HT (mm)	470	497
Ø interne (mm)	440	460
Hauteur externe HT (mm)	~ 685	~ 764
Hauteur interne (mm)	675	740
Epaisseur (mm)	0,5	0,8

Tableau 30 : Caractéristiques dimensionnelles des fûts 100/118 l

4.3.3 Présentation de l'étalonnage et de l'estimation de l'incertitude associée à la masse de matière fissile

Les déchets sont essentiellement composés de produits organiques qui peuvent contenir de l'hydrogène et du chlore (PVC/vinyle, néoprène) ou hydrogénés mais non chlorés (PE, latex, Tableau 31).

Matériau	Type de matériau		Min (%)	Max (%)	Moyenne (%)
	H	**Cl**			
PVC / vinyle	X	X	65	100	85
Coton	X		0	10	< 5
Néoprène	X	X	0	45	15
Chiffonnettes	X		0	30	< 5
PE / Latex	X		0	20	< 5
Filtres papier	X		0	5	< 5

Tableau 31 : Répartition massique des matériaux dans les fûts incinérables

Trois matrices étalons ont été utilisées pour calculer le rendement de détection (Tableau 32).

Matrice	Matériau	Masse volumique moyenne de la matrice (g/cm^3)
PVC 1	Cylindres de polystyrène enrobés dans des feuilles de vinyle rose	0,4
PVC 2		0,08
Métal	Tubes aluminium (Ø int. 46 mm)	0,6

Tableau 32 : Caractéristiques physico-chimique des matrices des fûts étalons de 100L



Figure 61 : Photographies des fûts étalons de 100 l avec matrice, à gauche matrice PVC1 de masse volumique 0,062 g.cm^{-3}, au centre matrice PVC2 de masse volumique de 0,412 g.cm^{-3} et à droite matrice métal de masse volumique de 0,622 g.cm^{-3}

La proportion d'atomes constituant les fûts étalons est présentée ci-dessous :

Fût	C	H	Cl	O	Fe	Cr	Ni	autres	densité
PVC 1	50,50%	5,65%	37,91%	5,94%					0,412
PVC 2	58,79%	6,05%	30,40%	4,76%					0,082
Métal					68,00%	19,00%	10,00%	3,00%	0,622

Tableau 33 : Compositions physico-chimique des matrices d'étalonnage

La vérification de la représentativité des fûts étalons vis-à-vis des fûts de déchets s'est déroulée en 2 phases :

- 1ère phase : vérification de la fiabilité du modèle en estimant l'écart entre les mesures effectuées expérimentalement et les résultats de calculs, pour la qualification du modèle,
- 2ème phase : évaluation, à partir du modèle précédemment validé, de l'influence des teneurs extrêmes de chlore et d'hydrogène.

Le processus de vérification du modèle est décomposé en trois étapes :

1. l'étalonnage de la cellule neutronique (avec prise en compte du bruit de fond) a été réalisé et a consisté à effectuer des mesures des fûts contenant les matrices d'étalonnages et une source de ^{252}Cf placée dans positions différentes ;
2. la cellule, les détecteurs et le fût ont été modélisées avec le code MCNP. Les conditions d'étalonnage avec les 3 fûts étalons dans les mêmes positions de sources que celles de l'étalonnage expérimental (étape 1) ont été simulées,
3. les résultats issus de l'étalonnage et des simulations ont été comparés.

L'écart relatif constaté entre les résultats de la simulation et les résultats de mesure de l'étalonnage est de ± 4% ce qui valide le modèle et les hypothèses retenues. Le rendement de détection de la cavité vide est confirmé. Il est de l'ordre de 15%. En déroulant le processus de vérification, l'étape suivante consiste à évaluer l'influence de la proportion de matériaux hydrogénés et chlorés dans les fûts sur l'étalonnage, par voie calculatoire. Pour cela, les proportions de matériaux des matrices de déchets simulées sont les suivantes :

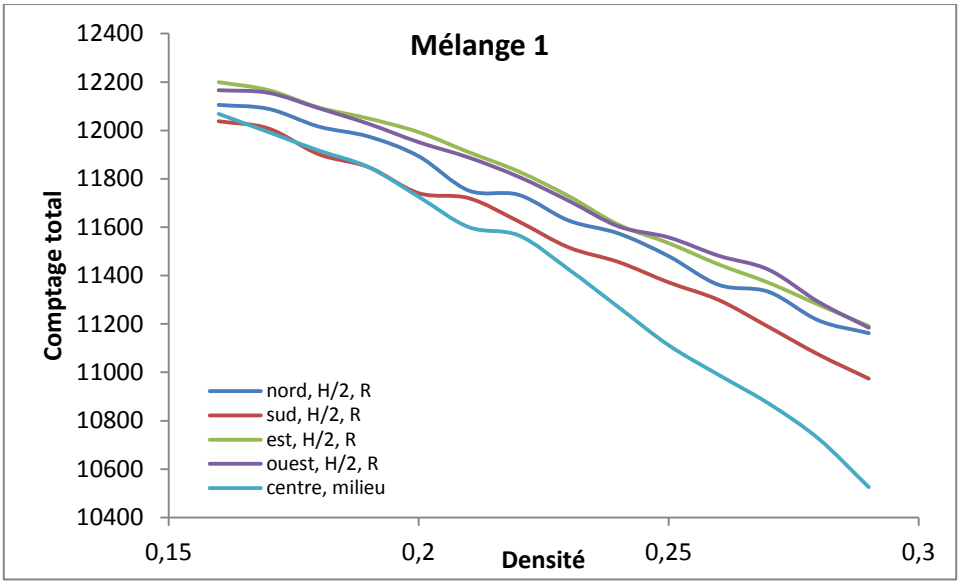
- des proportions maximales de matériaux hydrogénés non chlorés (20% de PE),
- des proportions minimales de matériaux hydrogénés chlorés (65% de PVC).

Ces fûts simulés se rapprochent de la composition des fûts de déchets de la Salle 90 présentée dans le Tableau 31.

Mélange	Proportion de matériaux			M	Proportions des atomes				Densité moyenne
	PVC	**PE**	**Cellulose**	(g/mol)	**%C**	**%H**	**%Cl**	**%O**	
1	80%	20%	0%	55,6	47,9%	6,7%	45,4%	0%	0,16<d<0,29
2	65%	20%	15%	70,5	48,8%	7,0%	36,9%	7,4%	

Tableau 34 : Compositions des 2 mélanges simulés

Les mélanges 1 (Tableau 35) et 2 correspondant à des compositions représentatives de fûts à traiter.



	Source étalon au [centre/milieu]	
Densité	**Comptage total**	**Rendement**
0,16	12289	15,6%
0,17	12222	15,5%
0,18	12166	15,5%
0,19	12030	15,3%
0,2	11951	15,2%
0,21	11896	15,1%
0,22	11808	15,0%
0,23	11695	14,9%
0,24	11598	14,7%
0,25	11549	14,7%
0,26	11439	14,5%
0,27	11314	14,4%
0,28	11216	14,3%
0,29	11125	14,1%

Tableau 35 : Représentation graphique du comptage en fonction de la densité pour 5 positions et pour mélanges 1 et valeurs du rendement de détection en comptage global source placée au centre du colis

Les résultats des simulations montrent que les taux de comptages et donc le rendement de détection obtenus avec les matrices d'étalonnage et les mélanges simulés sont similaires. A partir de ces résultats, on peut en conclure que la qualité de la matrice n'influence pas le débit de fluence neutronique émergent du colis de déchets.

4.3.4 Conclusion

Ces résultats doivent être observés dans la perspective de l'émergence d'une nouvelle discipline : le CNP appliqué aux lignes de production des déchets nucléaires. Ils ne sont pas fondamentalement novateurs mais répondent aux exigences nouvelles : qualité de production accrue dans un contexte où les flux sont importants et où la sûreté est maitrisée à partir de résultat de mesure. Il s'agit alors de substituer l'approche concentrée sur l'instrumentation par une approche système en considérant le modèle global de la chaine de traitement. Si on considère cette approche globale, dans le cas précédent, il est nécessaire de compléter les moyens de caractérisation radiologique par des techniques d'analyse chimique élémentaire pour qualifier la qualité des matrices. Le couplage des méthodes d'analyse radiologique et physico-chimique devient alors un axe de travail.

4.4 Le déclassement radiologique [assainissement complet] et la production de colis TFA. La caractérisation radiologique bas niveau

Comme nous l'avons vu dans les paragraphes précédents, il est courant de catégoriser les méthodes de caractérisation radiologique à partir d'une performance métrologique explicite. Pour les deux premières fonctions du diagramme d'instrumentation générique, la performance des mesures *in situ* est portée par l'expression de l'incertitude qui est, dans certains cas, associée à la capacité de traitement de forts taux de comptage. Pour la caractérisation radiologique de colis TFA [102] et le déclassement des sols, le Seuil de Détection (SD) est le paramètre de performance recherché.

Le guide 14, édité par l'ASN, *« Méthodologies d'assainissement complet acceptables dans les installations nucléaires de base en France »,* est appliqué en respectant les trois lignes de défense préconisées. Après la définition d'un profil de migration des contaminants, le contrôle radiologique des zones est assuré à partir des moyens de radioprotection usuels puis complété par des mesures par spectrométrie gamma *in situ* ou, dans le cas d'émetteurs bêta, par des techniques d'imagerie grande surface comme l'autoradiographie [104]. Des analyses de laboratoires sur échantillons consolident la démarche de caractérisation [104]. Les dimensions des zones à contrôler conduisent le plus souvent à exploiter des techniques d'échantillonnage [97] pour réduire le nombre de points de contrôle. La spectrométrie gamma est cependant la méthode d'analyse *in situ* de référence. Les solutions de caractérisation radiologique pour la mesure de sols s'appuient donc sur des méthodes de traitement des spectres gamma avancées, en particulier pour l'évaluation de la profondeur de migration. Dès 1986, suite à l'accident de Tchernobyl, une méthode de traitement des spectres gamma permettait d'estimer la migration du ^{137}Cs dans les supports [105] en exploitant la raie X du fils du ^{137}Cs le ^{137m}Ba. L'importante différence d'énergie de la raie X à 32 keV et la raie gamma de 662 kev est le paramètre utilisé pour l'estimation de la profondeur de migration du contaminant dans les sols. Plus récemment, l'analyse du spectre gamma couplé à un comptage bêta permet d'évaluer l'activité du ^{90}Sr [106].

La mesure de composants ou de colis par spectrométrie gamma bas bruit ou plus exactement de bas niveau est un sujet majeur au regard des volumes importants de déchets TFA produits dans la phase de démantèlement. Pour la caractérisation des colis de déches de Très Faible Activité (TFA), la spectrométrie gamma équipée avec des détecteurs GeHP de gros volume domine. Il vient alors le besoin d'améliorer les capacités de détection de ce type d'équipement.

4.4.1 Techniques de réduction du bruit de fond en spectrométrie gamma

En spectrométrie gamma, le dépôt partiel d'énergie dans le détecteur contribue au continuum Compton. Ce dernier constitue une zone parasite d'un spectre gamma qui masque parfois des pics de faible énergie et impacte la valeur de la limite de détection. *La limite de détection* est la valeur à partir de laquelle il existe un risque β, dit de seconde espèce, d'affirmer que la mesure est due aux fluctuations statistiques du bruit alors que le radionucléide est réellement présent dans l'échantillon. Le risque de fausse alarme est associé au *seuil de décision* : par définition pour une mesure réalisée sans contaminant, la probabilité d'obtenir un résultat supérieur au seuil de décision est inférieure à α. Bien souvent, $\alpha = \beta = 2{,}5\%$. Avec ces valeurs, l'expression de SD est énoncée par la norme CIE 11929 [107] :

$$SD = 4{,}4\sqrt{R.B}$$, Équation 26

Avec : R : largeur à mi-hauteur du pic d'absorption totale (keV), B : amplitude moyenne du fond (coups.keV^{-1}).

La limite de détection, exprimée en coups, quant à elle, est donnée par la formule :

$$LD = 2.SD = 8{,}8\sqrt{R.B}$$, Équation 27

Soit en Bq :

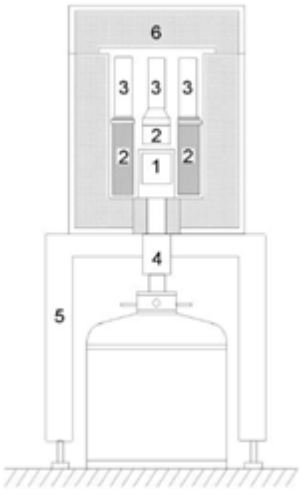
$$LD = \frac{8{,}8\sqrt{R.B}}{\varepsilon(E).I(E).t}$$, Équation 28

$\varepsilon(E)$: rendement de détection absolue à l'énergie E,
I(E) : intensité d'émission de la raie du radionucléide considéré (%),
t : temps de comptage (s).

Le cas « idéal », pour s'affranchir du bruit « Compton », est d'utiliser un détecteur suffisamment volumineux pour absorber totalement les photons diffusés. Dans le cas d'un détecteur de volume infini, aucun rayonnement gamma ne s'échappe du cristal. Pour réduire le continuum Compton, il existe deux méthodes :

- La méthode numérique par analyse de la forme de l'impulsion électronique PSA (Pulse Shape Analysis [107]),
- La méthode de mesure par anti-coïncidence [110] (détecteur véto qui détecte les photons diffusés qui s'échappent du cristal).

La méthode PSA repose sur l'analyse du signal, conséquence du dépôt d'énergie dans le cristal. En fonction du type d'événement (photoélectrique, Compton...) et de la position radiale de l'interaction, la forme de l'impulsion électrique générée en sortie du préamplificateur est différente. De plus, la forme de l'impulsion pour un photon qui subit plusieurs interactions est la somme linéaire des impulsions issues de chaque interaction pondérée par l'énergie déposée. L'absorption totale est prépondérante pour les rayons gamma qui interagissent dans les zones centrales du détecteur, à l'inverse l'absorption partielle de l'énergie incidente est majoritaire dans les zones externes du détecteur. Le principe de mesure par anti-coïncidence s'appuie sur un montage avec un ou plusieurs détecteurs véto des scintillateurs NaI[Tl], BGO en général, qui entoure le détecteur principal (GeHP en général) (Figure 62) puis un traitement temporel des signaux issus de deux détecteurs [110].



1 - Détecteur GeHP

2 – NaI[Tl]

3 - Photomultiplicateur

4 - Préamplificateur

5 - Table ajustable

6 - Château de plomb

Figure 62 – Schéma d'un dispositif anti coïncidence avec un détecteur GeHP principal et des détecteurs véto NaI[Tl]

Lorsque qu'un rayon gamma entre dans le détecteur principal et qu'il cède toute son énergie au cristal par effet photoélectrique ou par une succession d'effets Compton, aucun photon diffusé ne s'échappe du cristal et ne pénètre dans l'anneau de garde, donc aucune coïncidence n'est comptabilisée. Le signal issu du détecteur principal contribue au pic d'absorption totale. En revanche, si un photon interagit dans le cristal par effet Compton et que le photon diffusé s'échappe du cristal, ce dernier peut être intercepté par le détecteur de garde ce qui génère un signal en coïncidence temporelle avec le signal issu du détecteur principal. Le signal correspondant est supprimé du spectre gamma grâce à la chaîne électronique associée. Selon ce principe, seuls les signaux issus du détecteur principal sans coïncidence (anti-coïncidence) enregistrée dans l'anneau de garde sont conservés, ce qui correspond majoritairement aux interactions des photons qui cèdent toute leur énergie au détecteur principal.

La méthode de mesure par anti-coïncidence bénéficie de nombreuses années d'expériences. N.A. Wogman et al [111] initia, au cours des années 60, les travaux sur les mesures en anti-coïncidence en utilisant principalement des grands détecteurs NaI entourés de scintillateurs plastiques. Il démontra qu'il était possible de réduire de manière notable le bruit de fond et le continuum Compton tout en conservant un bon rendement de détection. En 1969, J. Girard et al [112] ont apporté des améliorations en établissant un système de mesure en anti-coïncidence avec un détecteur Ge(Li), de meilleure résolution que le détecteur NaI(Tl) et un anneau de garde NaI(Tl).

4.4.2 Simulation du système anti Compton par comptage de coïncidence

Le mémoire de fin d'étude du CNAM dont le sujet est *« l'étude et caractérisation d'un nouveau système de spectrométrie gamma à bas bruit de fond : Applications aux mesures environnementales et industrielles »* a permis de valider une méthode de simulation numérique d'un système anti-Compton. Sans écarter la technique PSA, la méthode retenue pour la caractérisation radiologique à

bas niveau est la technique anti-coïncidence. Cet équipement est une solution qui pourrait équiper des lignes de production de colis de déchets TFA ou des systèmes pour le contrôle de surfaces béton.

Les simulations sont réalisées d'abord avec le code de calcul MCNPX et le fichier de résultat PTRAC. La carte PTRAC : «Particule TRACking» est un fichier Ascii qui décrit la Vie du photon de sa naissance à sa mort, ou fuite : coordonnées spatiales et temporelles, interactions. La simulation du système anti-Compton est établie à partir du traitement du contenu du fichier PTRAC. Ce fichier contient les histoires des gamma, dont il est possible de traiter les différentes trajectoires et les dépôts d'énergie. Le traitement du contenu du fichier, par une routine programmée, est comparé aux résultats obtenus avec la fonction de dépôt d'énergie de MCPNX (tally F8, Figure 70).

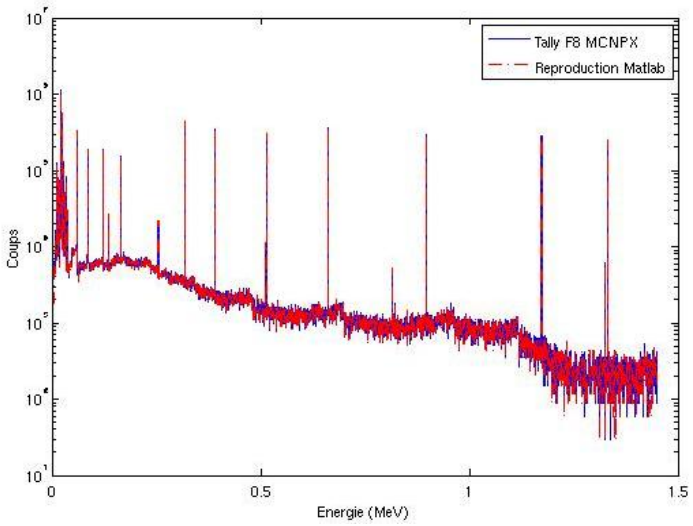
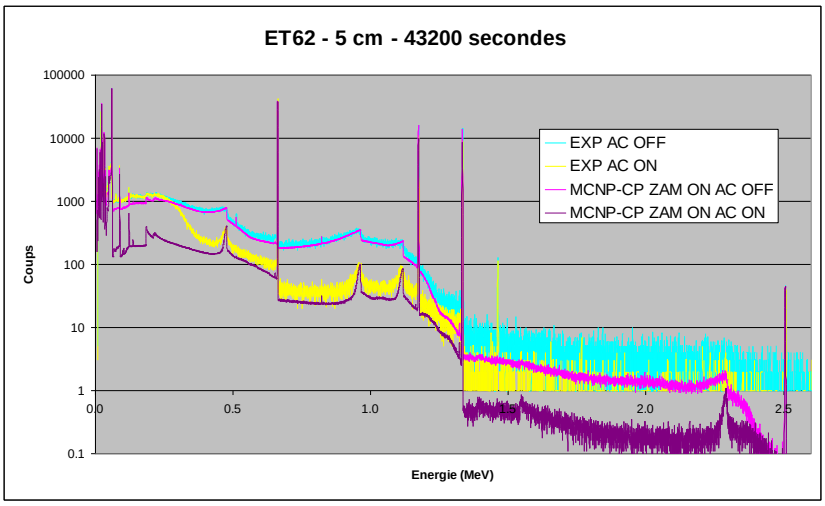


Figure 63 – Reproduction du Tally F8 par méthode MCNP et PTRAC de la source étalon étalon

Pour un nombre de particules tirées de 1.10^7, la surface des pics d'absorption totale, le continuum Compton et les rayons X aux pics du ^{60}Co sont reproduis de manière fidèle. L'étape suivante consiste alors à traiter la réjection des interactions en coïncidence, en traitant les dépôts énergétiques au sein de l'anneau de NaI(Tl). Le couplage des deux résultats obtenus dans le détecteur mère et les compteurs de garde est alors l'ultime étape. Pour cela, MCNP-CP évolution du code MCNP avec gestion des particules corrélées «Correlated Particules», est utilisé [113].

Différentes comparaisons entre les résultats numériques et expérimentaux, dont un exemple est représenté en Figure 64, montrent que la simulation reproduit de manière fidèle la forme du continuum Compton et les aires des pics d'absorption totale pour les radionucléides dont le schéma de désintégration est simple et non concerné par des émissions de photons en cascade que ce soit en mode classique ou en mode anti-coïncidence.



Energie (keV)	MCNP-CP/Expérience AC OFF	MCNP-CP/Expérience AC ON
59,7	1,01	1,00
88,2	1,05	1,06
661,7	1,03	1,03
1173,2	1,01	0,92
1332,3	1,01	0,93
2505,5	1,13	1,04

Figure 64 : A gauche spectres d'une source étalon multi gamma (SG50) à 5 cm du détecteur, à droite les écarts relatifs constatés entre les données expérimentales et les résultats de simulation

Les études ont mis en évidence que la qualité de la simulation est fortement dépendante de la définition géométrique physique des détecteurs, en effet des écarts constatés entre les résultats expérimentaux et les simulations ont été corrigés grâce à l'amélioration de la définition du modèle du détecteur, en particulier la position du cristal dans le capot.

4.4.3 Application industrielle pour la définition optimum du compromis géométrie LD pour une mesure de ^{137}Cs en présence de ^{60}Co

L'objectif de cette étude est l'analyse des échantillons industriels provenant d'une INB (Installations Nucléaires de Base) comme, par exemple, un déchet contaminé par de l'eau du circuit primaire principal d'un réacteur à eau pressurisée. Le ^{60}Co, produit d'activation, est fortement présent dans l'eau du circuit primaire [31]. Le ^{137}Cs est un produit de fission confiné dans la gaine. En cas de rupture de gaine, les produits de fissions se libèrent et contaminent l'eau du circuit primaire. Dans la phase de démantèlement, la présence de déchets dont le spectre type contient du ^{60}Co et du ^{137}Cs est alors plausible. Dans ce cas, la caractérisation radiologique du ^{137}Cs par spectrométrie gamma est pénalisée par le continuum Compton du ^{60}Co. Le système anti-Compton devient alors une technique en adéquation avec ce besoin opérationnel, où un front Compton pénalise la limite de détection d'un radionucléide d'intérêt.

Le cas d'étude consiste à optimiser la dimension d'un échantillon contenant un mélange de ^{60}Co et du ^{137}Cs. Le seuil d'activité massique de 100 Bq.g^{-1} qui sépare les déchets à VC (Vie Courte) et TFA (Très Faibles Activités) est choisi comme cible. Cinq modélisations sont réalisées en faisant varier la hauteur de l'échantillon de 1 à 5 centimètres pour un diamètre constant de 80 mm. Le rendement de détection absolu pour l'énergie de 661,66 keV, caractéristique du ^{137}Cs est simulé pour chaque géométrie avec une matrice eau. La largeur à mi-hauteur est de 1,49 keV et le fond moyen est obtenu sur 10 canaux, centré sur la raie de 661,66 keV.

Dans ces conditions, les limites de détection en ^{137}Cs sont calculées et ramenées à l'activité massique exprimée en Bq.g^{-1} pour trois modes de fonctionnement, le mode classique (anti-Compton OFF) et pour le mode AC (Anti-Compton ON) avec l'anneau et le bouchon de NaI(Tl) dont les résultats (Figure 65).

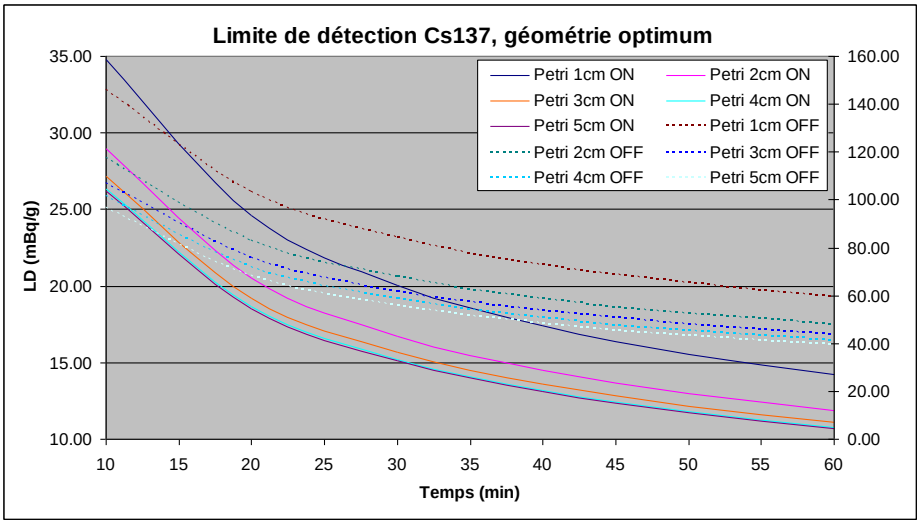


Figure 65 : Limite de détection ^{137}Cs sur échantillon d'eau d'épaisseur variable de 1 cm à 5 cm

Le gain du système anti Compton est confirmé et ouvre des perspectives dans le domaine de la caractérisation radiologique de déchets TFA ou pour le contrôle de grandes surfaces dans la phase de déclassement des installations. La réduction du bruit de fond dû à la diffusion Compton est significative, la limite de détection pour le ^{137}Cs est abaissée d'un facteur 4. Les résultats de cette étude de simulation sont aussi une opportunité pour l'optimisation de la taille des échantillons dont les dimensions pourront être adaptées à une cible opérationnelle.

4.4.4 Conclusion

L'étude de la fonction de réponse du détecteur principal GeHP grâce à la modélisation MCNP-X démontre l'importance accrue de la géométrie de détection. Les problématiques rencontrées lors de la modélisation du GeHP ont permis de quantifier l'influence des paramètres et de consolider les exigences de définition physique du détecteur et de l'échantillon. L'utilisation couplée de MATALB et de MCNP-X est une méthode agile qui facilite l'accès à la modélisation et surtout au traitement des coïncidences entre deux ou plusieurs détecteurs. Cependant, l'étude a permis de confirmer les avantages de MCNP-CP développé par A.N. Berlizov. [113].

Les fonctions de réponse obtenues sont perfectibles (Figure 64). La reproduction du continuum Compton est satisfaisante mais présente un biais maximum de 30 % en géométrie SG50 à 5 cm de plus il persiste des biais sur la reproduction de l'efficacité pour les radionucléides complexes. Ces écarts sont très probablement dus aux erreurs de modélisation de l'anneau de NaI(Tl), pour lesquels les plans détaillés n'étaient pas disponibles.

Une application concrète, au-delà de la reproduction des pics d'absorption totale et du continuum Compton, est l'utilisation de cette méthode pour l'optimisation du système anti-coïncidence. Des applications de la méthode à des échantillons d'eau ont permis de confirmer l'intérêt du système anti-Compton, par exemple, pour la déclaration (LD) d'activité de ^{137}Cs en présence de ^{60}Co.

4.5 Une synthèse

La maitrise radiologique des lignes de production des colis de déchets est un concept qui s'appuie sur la définition de procédé, partie immatérielle de l'installation, de processus et d'un diagramme d'instrumentation. C'est la cohérence de ces trois livrables qui garantit la position et la qualité de l'instrumentation. Cette cohérence est le lien radiologique entre les différentes étapes d'un procédé générique en trois étapes, gestion de l'entreposage, traitement et conditionnement des déchets (Figure 2). Les deux cas d'étude présentés sont dans des états d'avancement différents.

Le premier cas est une étude de procédé de reprise de matière nucléaire valorisable. Le diagramme générique est déployé et il est enrichi pour répondre à la consolidation des données d'exploitation et la maitrise de la qualité de la matière nucléaire. La spécification des instruments sur chaque point de mesure est mise en cohérence avec la sûreté et la production avec l'objectif de faire converger les deux champs de contraintes. Ainsi les données radiologiques collectées via le diagramme d'instrumentation sont distribuées dans un système d'information partagé entre l'opérateur de production et le responsable de la sûreté. Par exemple, le dispositif qui équipe la boite à gants de traitement (tamisage des cendres) est aussi exploité pour le « remplissage radiologique »

des produits finis. De plus, des lignes de défense instrumentées sont étendues pour des réponses dans le domaine des transports. La calorimétrie retenue pour assurer la caractérisation du produit fini est aussi la technique d'estimation de la puissance thermique limitée à 4W pour respecter les exigences de transport. Ce cas d'application montre que le diagramme d'instrumentation générique est le point de départ de l'architecture de diagrammes plus complexes. Cette augmentation est possible car l'architecture du diagramme générique s'apparente à une architecture idéale. Ce statut supporte alors l'augmentation des moyens et l'implantation de techniques d'analyse novatrices dans les diagrammes d'instrumentation.

Le second cas est analysé alors que l'exploitation de la ligne de production des colis de déchets est à l'arrêt pour des raisons de sûreté. La maitrise de la masse de matière nucléaire n'est pas maitrisée dans la phase d'extraction du lieu d'entreposages (des fosses), phase où il faut garantir une quantité de matière fissile inférieure à 5 g. L'application stricte du schéma d'instrumentation strict démontre alors que la propagation d'un terme source dans une installation doit être maitrisée dès le point d'extraction et impose que le premier acte de caractérisation soit précis et exact. L'ajout d'une technique d'analyse a permis de répondre aux deux exigences métrologiques. Ce premier exemple démontre la maturité du digramme d'instrumentation générique.

Au regard de ces résultats, le point de contrôle, partie indissociable de l'architecture idéale ou diagramme d'instrumentation générique est décrit par des objectifs métrologiques qui regroupent les contraintes d'environnement et les exigences en performances métrologiques. Ces dernières sont l'objet d'une attention particulièrement pour le développement et les orientations de recherche. Le premier cas est la mise en cohérence des performances métrologiques du poste de caractérisation de colis déchets positionné sur une ligne de production avec des exigences de production. Elle se traduit par une incertitude associée à la masse de matière fissile la plus faible possible. Une cavité neutron équipe le point de contrôle de la matière fissile dont la qualité de la matrice n'est pas systématiquement maitrisée. Il vient alors une étude sur la sensibilité de la technique dont on dégage plusieurs enseignements. Le premier est que la caractérisation de déchets par mesure neutronique passive dans l'A&D est une technique qui devra être complétée par des méthodes de qualification de la matrice. Le second est qu'il préférable de disposer d'une cavité de 6 faces pour réduire l'effet de position de la source dans le colis de déchets sur l'incertitude associée à la masse de matière fissile.

Les travaux sur les colis anciens ou éléments de procédé en fin de vie composent la première phase des opérations d'assainissement et démantèlement, après retrait de l'essentiel du terme source, dans un second temps, le déclassement des installations est engagé (Figure 1). Dans cette deuxième phase les produits du démantèlement sont des objets pour lesquels il faut démontrer l'absence de radioactivité artificielle ou renforcée. La position sur le diagramme d'instrumentation est singulière car les points de contrôle se nourrissent de l'ensemble des données des phases amont de l'A&D. Les radionucléides cibles sont donc connus et les techniques d'analyse sont dominées par la spectrométrie gamma. Le diagramme générique d'instrumentation a été le point de départ de spécification sur ce type de point de contrôle, plus précisément, l'élément utile à la définition des qualités métrologiques. La limite de détection est le paramètre déterminant de ces point de contrôle, pourtant peu de moyens sont envisagés avec cet objectif. C'est donc naturellement que des travaux sur la réduction du bruit dû à la diffusion Compton ont été engagés. Les résultats sont probants et ouvrent des perspectives en R&D dans la mesure bas bruit.

Le contenu de ce chapitre confirme l'utilité d'une architecture globale de l'instrumentation, elle est décrite par des points instrumentés et des performances métrologiques. Elle s'aligne sur le procédé simplifié présenté dans le chapitre 1 (Figure 1). L'instrumentation de procédé d'A&D est le terrain d'application des concepts et techniques de l'ingénierie système dont les deux développements sont des exemples.

Chapitre 5 Axes prospectifs et de R&D

La stratégie de recherche et développement, proposée ici, est concentrée sur la performance industrielle pour assurer la qualité produit dans des conditions sûres. Cette stratégie est alignée sur un modèle global de l'industrie de l'A&D (Figure 1) et une architecture idéale des lignes de production des déchets (Figure 2) qui ont été présentés au chapitre 1. A partir celle-ci se dégage une fonction de minimisation (Figure 3) du terme source matérialisée par une ligne opérationnelle de production de colis de déchets où le diagramme d'instrumentation est un lien entre la donnée numérique et l'objectif industriel.

Le parti pris est de distinguer l'objet physique de l'objet numérique. Ainsi, les axes de R&D sur la gestion des données numériques sont présentés en fin du premier chapitre. Il vient ici la présentation des perspectives de R&D sur les techniques d'acquisition *in situ,* éléments du diagramme d'instrumentation. Dans ce domaine, le retour d'expérience, issu des phases d'études et de réalisation pour les opérations de démantèlement, permet de distinguer deux situations : soit il existe des données techniques et radiologiques pour soutenir les études avec un bon niveau de confiance, soit le déficit et ou l'incertitude sont importants et exigent des investigations radiologiques des composants à déposer. Ces deux cas nécessitent des **solutions de caractérisation radiologique** aux performances très différentes. Ainsi la mesure de radio traceurs peut suffire dans le cas de procédés où l'exploitant est encore dans l'installation et maitrise le spectre type, en revanche, pour des déchets anciens ou des procédés arrêtés dans les années 60 et plus spécifiquement pour des contaminants difficilement mesurables *in situ* (émetteurs bêta vie longue, …), le rapprochement des données acquises par des moyens de caractérisation constitue la pierre angulaire pour la maîtrise des processus d'A&D et les lignes de production des déchets puis le déclassement des installations (Figure 1).

Ce domaine exige des moyens novateurs dans lesquels la technique d'analyse est un sous système de la solution qui la combine avec des méthodes de traitement numérique et des équipements mécaniques. La **mécatronique en milieux sévères** est le champ disciplinaire de référence.

Le découpage des axes de R&D est calqué sur l'architecture fonctionnelle idéale de la **ligne de production** de colis de déchets (Figure 2). Plus précisément, la décomposition des axes de R&D est articulée sur les besoins et nécessités des opérations d'A&D dans la perspective de dégager une nouvelle discipline, le **Contrôle Nucléaire de Procédé** (CNP) [114] appliqué aux procédés de l'industrie de l'A&D. L'inventaire radiologique amont, est par exemple, pour les usines de retraitement des combustibles usés l'exploitation des équipements et résultats du CNP du procédé en exploitation [115]. Cependant, l'essentiel des procédés n'est pas instrumenté pour la phase d'A&D ainsi, il faudra distinguer les axes de recherche pour l'instrumentation amont et le suivi d'assainissement, du suivi en ligne des procédés d'A&D.

5.1 Les systèmes pour la caractérisation radiologique *in situ* pour l'inventaire amont

L'élaboration du scénario (procédé, processus, diagramme d'instrumentation) s'appuie sur les résultats de l'inventaire amont. Il est réalisé en milieu sévère avec, dans certains cas, un déficit de connaissances important constaté, dont l'inventaire des radionucléides ou encore la distribution du contaminant dans la scène.

La caractérisation radiologique de scènes en milieux sévères s'envisage à partir d'un système dont les exigences techniques peuvent se résumer à une forte capacité d'intégration. Il n'existe pas de systèmes qui répondent au milieu sévère, ce qui impose *a priori* des adaptations systématiques de la méthode et des moyens (système). Ce constat est intéressant lorsqu'il s'agit de définir des axes de recherche et développement puisqu'il se dégage, face à l'ampleur des opérations d'A&D en France et dans le monde, la nécessité de franchir des verrous technologiques, 1) le **capteur** doit répondre à des dynamiques de mesure importantes dans des milieux sévères (contamination, irradiation, température, milieux acides…), pour cela de nouvelles technologies de détecteurs doivent être étudiés, 2) les électroniques de **traitement** doivent répondre au contraintes énoncées dans le premier point 3) **les moyens de mise en œuvre des instruments en milieux sévères sont en** soit un axe de recherche (mécatronique des milieux sévères).

5.1.1 Développement de détecteurs

La caractérisation *in situ* pour l'inventaire amont concentre un grand nombre de verrous technologiques. Pour le détecteur, la dynamique de mesure est un sujet d'importance car dans la phase d'inventaire la dynamique de mesure est souvent importante et, dans une même scène, elle est parfois très contrastée. Dans ce domaine de nouveaux matériaux sont identifiés comme le SiC et OSL. Ce matériau permet de détecter des neutrons rapides et thermiques, des rayons indirectement ionisants X, Gamma, et des rayonnements ionisants Beta, Alpha. Le capteur bâti à partir de SiC peut couvrir la gamme d'énergie des neutrons thermiques de 0,025 eV à 1 eV et celle des neutrons rapides de 1MeV à 20 MeV. Il résiste à de forts flux radiatifs allant jusqu'à 4.10^{13} $n.cm^{-2}$. Fonctionnant avec une tension d'alimentation allant de 0 à 600 V, il offre un diamètre d'analyse de 100 µm à 10 cm sous une atmosphère contrôlée supérieure à 10^{-2} mbar.

Propriétés	Si	Ge	CdTe	H-SiC
Energie Gap (eV)	1,12	0,67	1,47	3,27
Masse volumique	2,3	5,33	6,06	3,2
Numéro atomique	14	32	48	14-6
Constante diélectrique relative	11,9	16		10
Création de charge, W (eV)	3,6	2,95	4,43	7,78
Mobilité électrons à 300K ($cm^2.V^{-1}.s^{-1}$)	1300	3900	1000	800
Mobilité des trous à 300 K	460	1900	80	115

Tableau 36 : Comparaison des propriétés de différents semi-conducteurs utilisés dans la fabrication de détecteurs

De plus, ce matériau est adapté aux conditions sévères rencontrées dans la phase d'inventaire. Les détecteurs équipés de ce matériau fonctionnent dans des environnements sévères comme, entre autre, les températures élevées, supérieures à 500 °C, les hautes pressions, et en milieu corrosif [116]. Ces technologies sont aujourd'hui qualifiées pour la mesure de forts débits de fluence de neutrons en milieu sévère, l'étude et l'analyse des performances sont en cours avec l'objectif d'instrumenter des composants ou des équipements pour évaluer la contamination *in situ*.

La pénurie d'^{3}He utilisé dans les détecteurs pour le comptage neutronique passif a exigé des équipes de recherche la mise au point de matériaux ou de technologies alternatifs. Aujourd'hui plusieurs solutions sont étudiées, dont les scintillateurs plastiques [118]. Les travaux de recherche essentiellement concentrés sur la caractérisation de déchets pourraient être enrichis par les besoins de l'inventaire amont. En effet, ces technologies sont l'opportunité pour le développement de détecteurs de tailles réduites pour la réalisation de mesure *in situ*.

Les détecteurs pour la spectrométrie gamma construits à partir de cristaux CdZnTe, ont connu un développement important durant les deux dernières décennies. Des cristaux de tailles importantes, de 4000 mm^3 sont commercialisés et la forme des cristaux a permis une nette amélioration de la résolution grâce à une meilleure collecte des charges [118]. Des limites d'exploitation de ces détecteurs existent encore et l'inventaire radiologique amont d'installations est un terrain d'expérimentation riche en particulier les forts de comptage ont été gérée par la réduction du volume sensible. La qualité des matériaux, l'implantation des électrodes, la forme ou encore l'électronique de traitement (préampli bas bruit) sont des sujets de R&D qui seront traités pour les besoins croissants de caractérisation de sources radioactives aussi différentes qu'une paroi de cuve de réacteur ou qu'une boite à gants contenant des actinides.

Les matériaux et technologies innovants et leur mise en œuvre originale ont donné lieu au dépôt de projet DISCARD dans le cadre de l'appel du PIA ANDRA en 2015 [119].

5.1.2 Présentation du projet DoSimetric CARtography for cell Dismanting (DISCARD)

Il s'agit de placer dans les composants (tuyauteries, cuves…), en passant par les circuits d'alimentation des équipements de génie chimique, des « guirlandes » de capteurs. Ces instruments perdus et placés par intrusion dans les composants au plus près des sources, voire dans la source, présentent l'intérêt de collecter des informations qui par regroupement tracent une image à partir d'un ensemble de points. Le capteur est donc attaché à un point, il est a la fois le reflet de la source de proximité et la cible de l'ensemble de la scène. C'est un point intelligent de la scène puisque déposé dans « l'organe » d'intérêt de l'installation (Figure 66).

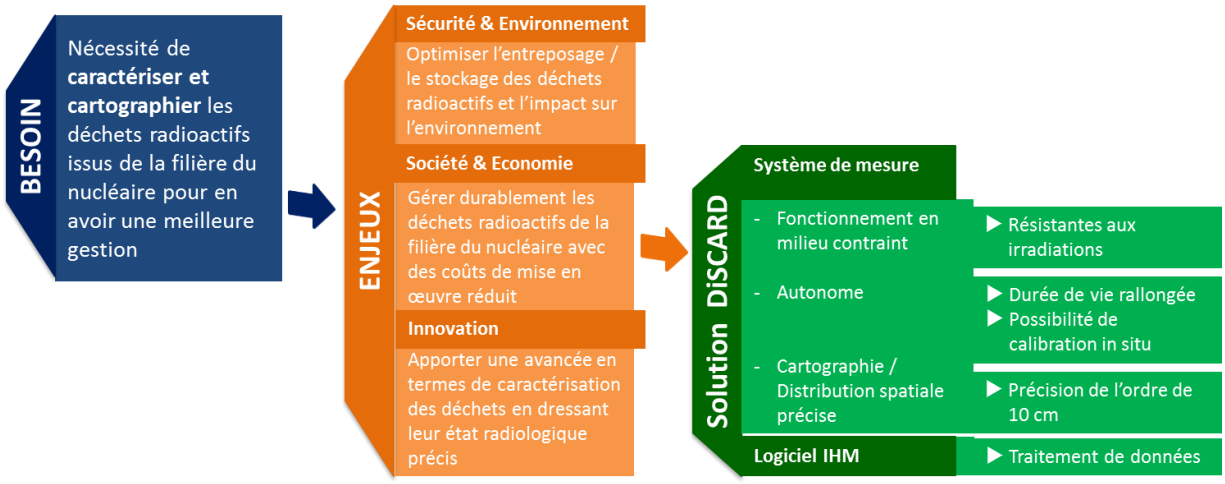


Figure 66: Présentation des besoins, des enjeux et solution du projet de recherche et développement DiSCARD

Le projet DiSCARD a pour ambition de développer un système de mesure qui pourra être utilisé directement *in situ*, au cœur des installations nucléaires, dans un environnement contraint par :

- l'encombrement important et hétérogène des installations par les composants utilisés en exploitation,
- la contrainte des forts débits de dose.

Ce système sera autonome et résistant à l'irradiation, ce qui lui permettra d'être installé et d'effectuer des mesures en continu au sein de l'installation. Le système de mesure s'appuiera sur le développement de trois technologies :

- les **fibres optiques** seront résistantes aux irradiations (débits de dose constatés de 0,2 mGy/h, 300 Gy/h pour des missions allant de 10 à 1000 heures). Leur composition chimique et la conception opto-géométrique auront été développées de façon à faire d'une fibre elle-même un détecteur **OSL distribué**. Une lecture optique permettra ainsi d'avoir une cartographie de débits de dose à l'intérieur d'une installation ou d'un équipement.
- associé à ces mesures de débits de dose en mode distribué, il est prévu d'utiliser des caméras APS (Active Pixel Sensor) à base de capteurs CMOS. Cette technologie générera une image visible, qui sera couplée aux mesures radiologiques issues à la fois des fibres distribuées et des couches minces OSL. La durée de vie des **capteurs CMOS sera rallongée par un système de recuit thermique**, ce qui lui permettra notamment d'assurer ses fonctions en milieu fortement radiatif.

Le fait de vouloir coupler à la fois une mesure de dose distribuée ainsi qu'une vision de la scène dans laquelle est opérée cette mesure permet d'obtenir une distribution spatiale de l'état radiologique de la scène inspectée. Le stockage, l'analyse et l'affichage des informations récoltées au sein d'un système d'information géographique (SIG) permettront d'avoir une caractérisation radiologique précise au sens spatial de la cellule. Ce SIG constituera une brique d'un futur *Building Information Model* qui sera associé aux installations nucléaires de base tout au long du cycle de vie du bâtiment, dans l'optique d'un centralisateur de gestion radiologique des déchets.

Le projet poursuivra ainsi les objectifs spécifiques suivants :

- le développement d'un système compact **de mesure** à sensibilité et dynamique forte: Il permettra une caractérisation radiologique continue et une mesure de dose distribuée d'où une meilleure localisation des points chauds, avec une distribution spatiale d'**une précision de l'ordre de 10 cm**,
- le développement d'un système autonome avec une **durée de vie prolongée** dans un milieu fortement radiatif, permettant l'investigation à l'intérieur des équipements (mode intrusif) grâce à la faible taille des fibres et leur flexibilité,
- le développement d'un **système de lecture** directe et en continu de l'information acquise **et d'exploitation des données**,
- la **mise en œuvre simplifiée** sans porteur, c'est-à-dire sans robot, avec une implantation de la fibre pilotée par les instruments déjà en place (par exemple les bras télé-opéré des cellules blindées).

Les équipements contaminés seront ainsi différenciés et triés selon leur niveau radiologique et leur spectre type. Un impact de **décatégorisation des déchets de FMAVL à FMAVC à hauteur de 30% du volume total des déchets** est attendu, toutes catégories confondues. De plus, les systèmes introduits dans une installation pourront rester *in situ* sans augmenter les quantités de déchets

produits. Finalement, le protocole de caractérisation qui sera développé dans le cadre de ce projet pourra être érigé comme un protocole standard pour l'évaluation de l'état radiologique d'une cellule.

Pour atteindre ces objectifs ambitieux, les verrous scientifiques et techniques concernent les points suivants :

- la sensibilité exacerbée de la fibre OSL aux rayonnements ionisants,
- le passage d'un dosimètre ponctuel à un dosimètre distribué,
- résistance des fibres aux radiations et stabilité de la sensibilité au cours du temps,
- régénération thermique des capteurs APS,
- couche mince luminescente obtenue par spray.

5.1.2.1 Verrou 1 : Exacerber la sensibilité de la fibre OSL aux rayonnements ionisants

L'idée d'un détecteur OSL sous forme de fibre optique répond aux impératifs de faible encombrement et de flexibilité qu'exige l'application visée, permettant l'utilisation des canalisations et des passages préexistants de l'installation. Or, la fibre présente une sensibilité suffisante sur une longueur de 100 m environ. Cela impose que le **signal émis par tout « point » de la fibre soit suffisamment intense pour être détecté après avoir été transmis sur cette longueur** (au plus) **malgré les pertes inhérentes au guidage des longueurs d'ondes signal**. Il conviendra également de faire le choix d'un ion luminescent offrant une sensibilité optimale. Le lien ion/sensibilité est multiple : au-delà du rendement intrinsèque de luminescence de l'élément dans la silice par exemple (lié notamment à la section efficace de recombinaison), le choix de l'ion déterminera les longueurs d'ondes d'excitation et de signal et donc indirectement la taille du cœur nécessaire à leur propagation monomode (appréciée). Ces paramètres impactent la sensibilité OSL de la fibre, d'une part via son atténuation à ces longueurs d'onde (limitant l'uniformité de la sensibilité le long de la fibre), d'autre part via la variation de volume sensible avec le diamètre de cœur. Localement, le signal OSL sera émis depuis un petit volume de sorte qu'il sera lui-même faible. La faiblesse du volume sensible sera en partie compensée par le confinement lumineux qui assure une densité de puissance importante et donc, notamment, une excitation très efficace. Le défi consistera malgré tout à faire le choix d'un élément luminescent, et éventuellement d'un co-dopage, permettant **d'atteindre une sensibilité la plus importante possible**.

Un autre défi sera de **discriminer le signal OSL du possible effet Cerenkov**, présent dans la silice sous irradiation par des particules au-dessus de 100 keV. Pour ne pas ajouter la question du « bruit » Cerenkov à celle d'un faible signal, il conviendra que l'élément choisi présente une luminescence OSL dans une gamme spectrale distincte de la gamme (bleue) du rayonnement Cerenkov.

Actuellement, les mesures TDL et OSL ne s'opèrent que de manière ponctuelle. Aucune solution distribuée adaptée aux dimensions typiques des cellules de démantèlement n'existe.

La Figure 67 montre la très forte sensibilité de luminescence stimulée consécutive à une irradiation (rayons X) en fonction de la dose d'une fibre dopée comparativement aux fibres Al_2O_3:C. Ces fibres sont au moins 10 fois plus sensibles que le matériau qui constitue aujourd'hui à travers le monde, la référence en matière de détection par le mode OSL [121] [122].

De plus, un ensemble « intrinsèque » où le transducteur et le déport seront **assurés par la même fibre optique** présente l'avantage d'un ensemble constitué exclusivement de fibre qui facilite son incorporation dans un environnement hostile et hautement radiatif, sans aucun risque de contamination des personnels utilisateurs. La forme fibrée du détecteur OSL va permettre de combiner le guide optique (« cœur » de la fibre) propageant les lumières d'excitation et de signal et le milieu sensible. En effet, les éléments choisis pour agir comme ions luminescents seront introduits par dopage dans le cœur.

Le diamètre externe de la fibre sera de l'ordre de 125 microns ; le diamètre de cœur, à adapter aux contraintes de mises au point et d'optimisation, sera typiquement de l'ordre de 10 microns.

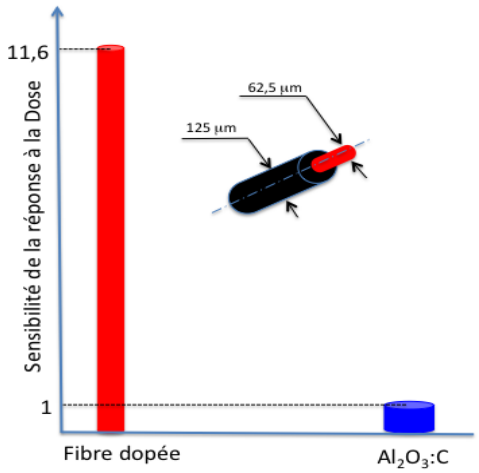


Figure 67 : Sensibilité à la dose d'une fibre dopée et d'un Al_2O_3:C

5.1.2.2 Verrou 2 : D'un dosimètre ponctuel à un dosimètre distribué

Dans la mesure où la sensibilité requise est atteinte localement en tout point d'une fibre (transducteur de petit volume), la réalisation d'une mesure OSL en un point isolé de cette fibre ne présente pas de difficulté de principe (les difficultés ne peuvent qu'être d'ordre technique). L'ambition de cette technique est **d'étendre la mesure de dose en un point à la détermination d'une distribution spatiale unidimensionnelle le long de la fibre**, suivant une interrogation temporelle fixée par l'opérateur. La cartographie radiologique pourra alors être assurée en conformant le déploiement de la fibre dosimétrique à la structure à contrôler.

La seule donnée expérimentale mesurée en conditions de service lors de l'interrogation du dosimètre distribué sera la réponse OSL totale récoltée en sortie de fibre. Une telle observable répondra de l'intégration sur l'ensemble de la fibre des signaux élémentaires produits en chaque point. Le défi consistera alors à « remonter » à la distribution de dose depuis la connaissance de cette simple mesure globale. La résolution d'un tel problème inverse s'appuie nécessairement sur une caractérisation détaillée préalable de toutes les réponses locales, obtenues en chaque point de la fibre, en fonction de la dose. Le risque inhérent à la méthode est en fait double :

- difficulté, voire impossibilité, à **formaliser le problème inverse qui doit être résolu**,
- difficulté à **résoudre le problème inverse**. La résolution doit faire appel à des algorithmes numériques suffisamment robustes au sens de sûrs.

5.1.2.3 Verrou 3 : Résistance des fibres aux radiations et stabilité de la sensibilité au cours du temps

Pour des raisons pratiques, les ions luminescents seront apportés par dopage sur toute la longueur de la fibre, qui sera dès lors entièrement sensibilisée aux radiations. Cela pose la question de **l'Atténuation Radio-Induite (ARI)**, phénomène résultant du piégeage des porteurs excités par l'irradiation.

Pour résumer, le défi qui s'impose est de pouvoir **ajuster la longueur d'onde et la puissance de la lumière d'excitation sur toute la fibre en fonction de l'énergie d'activation de dépiégeage** des centres colorés de façon à les photo-ioniser très efficacement et guérir l'ARI bien plus rapidement que l'énergie d'activation ne croît sous l'effet du débit de dose ambiant à chaque lecture. Le choix de la longueur d'onde d'excitation optimale nécessite de pouvoir caractériser les énergies d'activation. Ce choix est par ailleurs limité par les contraintes de guidage, sachant qu'il est nécessaire d'assurer une puissance suffisante sur toute la longueur de la fibre. Le cas échéant, un compromis entre la qualité du guidage sur environ 100-200 m de fibre et l'efficacité de photo-ionisation devra être trouvé.

5.1.2.4 Verrou 4 : Régénération thermique des capteurs APS

La qualité des images des capteurs APS soumis à des rayonnements ionisants se dégrade lorsque la dose absorbée est trop importante. Le courant d'obscurité du capteur sature à partir de 200 krad. A cette dose absorbée, les pixels sont blancs même pour un temps d'exposition faible et les images obtenues sont inutilisables. Le courant d'obscurité du capteur peut être maintenu dans els limites acceptables en pratiquant régulièrement des recuits pour conserver une image utilisable. Pour des capteurs destinés à des applications spatiales, il a été montré que le capteur pouvait être utilisé jusqu'à 1 Mrad avec 40 cycles d'irradiation/recuit appliqués, ce qui est bien au-delà des spécifications de la mission. La Figure 68 montre l'évolution du courant d'obscurité lorsque le capteur est irradié sans appliquer de recuit (marqueurs jaunes) et lorsque des cycles irradiations/recuits sont appliqués (marqueurs rouge/bleu) [123].

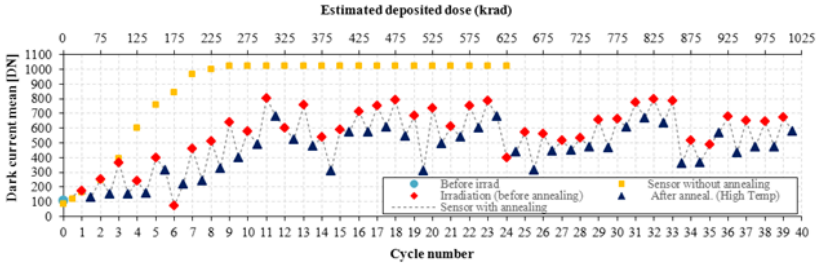


Figure 68 : Evolution du courant d'obscurité de capteurs APS irradiés sans recuit thermique et avec recuits thermiques

Ce sujet est transverse à la capture d'images en milieux sévères, il reprend les étapes décrites dans les paragraphes suivants pour faire de la caméra CMOS un outil adapté à l'instrumentation des processus de l'A&D. Dans le détail, pour prolonger la durée de vie des capteurs d'image APS, plusieurs actions sont proposées :

- sélectionner les capteurs présentant la meilleure tenue intrinsèque à la dose,
- étudier les mécanismes mis en jeu dans la dégradation des capteurs APS pour les très fortes doses (notamment grâce à des recuits isochrones et des modélisations TCAD),
- optimiser les paramètres utilisés pour la régénération thermique : température et durée de recuit, polarisation pendant le recuit,
- étudier les possibilités de blindage du capteur APS,
- déporter l'électronique d'acquisition des images et de commande du capteur pour réduire les effets de la dose. Pour ceci, il faudra choisir des capteurs qui utilisent des bus capables de communiquer sur plusieurs mètres (bus LVDS, …),
- coupler plusieurs capteurs en parallèle, l'un étant en fonctionnement et les autres en régénération thermique.

Les solutions retenues permettront de prolonger la durée de vie des capteurs en environnement radiatif sévère.

5.1.2.5 Verrou 5 : Couche mince luminescente obtenue par spray

La **luminescence** est un phénomène naturel très répandu, mais pourtant la luminescence d'un matériau est un phénomène fragile : les recombinaisons radiatives sont facilement inhibées par les défauts de structure du réseau cristallin (lacune, dislocation), ainsi que par certaines impuretés en très faible concentration. Actuellement les matériaux luminescents utilisés dans les dispositifs d'optoélectronique sont « parfaits », c'est-à-dire que leur structure est proche du cristal parfait, et les transitions radiatives sont contrôlées par des effets de confinement spatial des porteurs (quantification des niveaux d'énergie dans un puits de potentiel, par exemple) or, un **cristal parfait ne resterait pas longtemps indemne sous rayonnements ionisants**. C'est pour cette raison que les phosphores et autres matériaux utilisés en dosimétrie sont des poudres nano cristallisées, fabriquées par réactions physiques ou chimiques, souvent recuites ensuite.

Les poudres OSL d'excellente qualité, constituent un modèle. La croissance de **couches minces non parfaites et luminescentes reste un vaste champ de recherches**. La difficulté à lever consistera donc à réaliser par spray des couches minces de matériaux, par définition non parfaits, et présentant des propriétés de luminescence intéressantes pour la dosimétrie des rayonnements et des particules ionisants.

La technique de dépôt par spray est bien développée pour ce qui concerne les matériaux conducteurs ou semi-conducteurs tels que ceux utilisés dans les cellules photovoltaïques où de grandes surfaces peuvent être produites à moindre coût. Concernant la technique de spray, la littérature mentionne qu'une structure poreuse avec des cavités est généralement obtenue par cette technique, ce qui nuit aux propriétés de luminescence. Un recuit permet de compacter le dépôt, mais son effet sur la luminescence n'est pas connu à ce jour.

La solution consistera à développer la technique de réalisation de couche mince OSL par spray en explorant les différentes variantes de procédé adaptées aux matériaux considérés. En particulier, les paramètres de dépôt (pression, température, gaz porteur, concentration des réactifs, taille des gouttelettes) et de stimulation (UV, ultrasons) seront optimisés en vue d'atteindre les performances de luminescence visées. La densité des complexes activateur-coactivateur (responsables du phénomène OSL) devra être maitrisée afin de contrôler la sensibilité de la couche mince. Cette dernière pourra également être améliorée par l'ajustement des paramètres de recuit et la minimisation de la porosité résiduelle. Les conditions de croissance de la couche mince devront également être adaptées aux substrats considérés pour une intégration de type System-on-Chip. Enfin, la technique de dépôt par spray doit permettre de maitriser l'épaisseur de la couche dans une large gamme afin de dimensionner celle-ci au mieux en fonction de la sensibilité du matériau.

5.1.3 Des systèmes d'acquisition à détecteurs combinés, électroniques de traitement

Considérant que le composant et *a fortiori* la scène est caractérisé *in situ*, la réduction ou la maitrise du bruit de fond est impérative quelque soit la technique d'analyse. La fonction de collimation est un sujet complexe et d'un intérêt majeur particulièrement pour la spectrométrie gamma. La fonction de collimation est décomposée en trois termes : la protection latérale, l'angle solide, et la réduction du flux par écrantage. Pour le premier terme, la protection latérale, les solutions les plus souvent employées sont l'utilisation de matériau dense (nombre de charges élevé) en plomb ou dénal (alliage de tungstène) pour réduire la contribution aux rayonnements parasites du signal. Par exemple, 3 cm de dénal réduisent de 95% le flux de rayonnements gamma issus de la désintégration du ^{60}Co (1,25 MeV). Cette solution est efficace et éprouvée mais présente l'inconvénient d'une masse importante à dé-

placer surtout lorsqu'il faut faire des mesures *in situ*. Il vient la nécessité de développer des dispositifs innovants pour la maitrise ou l'évaluation du bruit de fond.

Un nouveau concept de collimation active a été développé, il est au stade de prototype et en cours de dépôt de brevet. Sans présenter un caractère de rupture, il constitue le point de départ d'une réflexion pour la gestion de « prise de vue gamma » en milieux sévères (Figure 69).

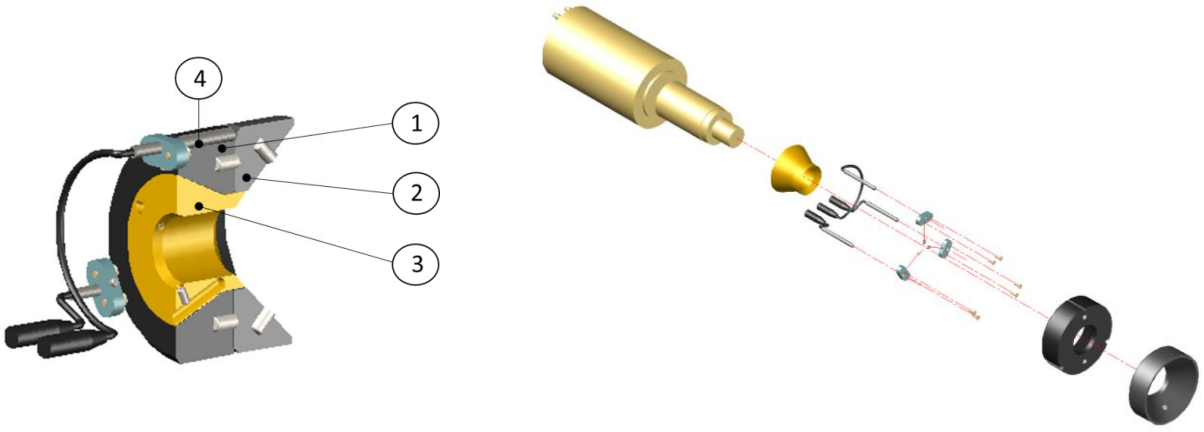


Figure 69 : A gauche, détail du collimateur équipé des détecteurs CdZnTe (repère 4), pièce 3, 2 et 1 éléments du collimateur, à droite le détecteur principal GeHP cylindre jaune et un éclaté du collimateur représenté sur la vue de droite

Un détecteur GeHP est placé au centre du collimateur (Figure 69, repère 3). Trois détecteurs CdZnTe sont disposés en couronne du collimateur (Figure 69, repère 4). La protection du détecteur GeHP est garantie par deux éléments en plomb assurant pour le premier la protection latérale (Figure 69, repère 1) et le second la réduction de l'angle solide (Figure 69, repère 2). Le traitement du signal issu des 4 détecteurs (3 capteurs d'environnement et 1 capteur principal) ouvre de nombreuses perspectives de travaux. En particulier, il facilite, par optimisation du rapport signal sur bruit, le positionnement de l'axe de détecteur GeHP dans des scènes multisources pour lesquelles la mesure du rapport du signal sur bruit est cruciale. Le niveau du débit de fluence énergétique gamma observée par les détecteurs d'ambiance est rapporté au niveau constaté par le détecteur principal. L'influence du bruit sur le signal est estimée grâce à ce rapport.

Le traitement temporel des signaux issus des détecteurs est envisagé. Il s'agit alors en substituant les détecteurs CdZnTe par des détecteurs BGO, par exemple, de déployer un traitement anti-Compton.

La fonction de réduction et maitrise du bruit, dans la phase d'inventaire amont, offre de nombreux sujets de recherche dans de nombreuse disciplines : technologie des détecteurs (qualité et forme de la partie sensible, auto adaptation au débit de fluence), technologie de collimation pour une tête de multi détecteurs et électronique de traitement. Ces équipements sont placés en milieux sévères, la « tenue à la dose » (gamma, neutron, X, électrons) est alors un sujet d'intérêt majeur.

Les récents résultats obtenus sur les réacteurs, par exemple Superphénix ou encore les installations de retraitement des combustibles usés comme UP1 ont mis en évidence des débits de dose importants. Par exemple, certaines pièces sous flux dans la cuve du réacteur de Superphénix présentent un débit de dose de 3000 Gy/h ou encore des cuves de stockage de produits de fission de la Hague ou de l'usine UP1 de Marcoule contiennent des insolubles dont le niveau de débit de dose dépasse 200 Gy/h. Ces termes sources doivent être caractérisés durant l'inventaire amont. Pour ces opérations, le temps de séjour des détecteurs en milieux sévères est parfois conséquent (> 10 heures). Il n'existe pas de moyens « fiables » pour assurer ce type de caractérisation.

L'analyse de travaux sur les traitements à fort taux de comptage dans l'A&D montre que la limitation des capacités de traitement des chaines d'acquisition a souvent été résolue en réduisant la taille des détecteurs ou l'angle solide, ou encore en filtrant le débit de fluence atteignant la zone sensible du détecteur grâce à des écrans. Cette approche ne répond pas à la nécessité de disposer d'équipements dont la dynamique intrinsèque est accrue. Une solution électronique pour le traitement des dynamiques de comptage élevée (> 1Mcps/s) ouvre de nombreuses perspectives d'instrumentation de procédé d'A&D.

Pour répondre à ces sujets, deux axes de développement sont donc envisagés, le premier concerne la tenue la dose et les capacités de collecte des détecteurs (capteurs) et le second, pour les mêmes thématiques, concerne les électroniques de traitement [123] [125].

5.1.4 Méthodes de traitement des données brutes, tracé de la courbe de rendement global et évaluation de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt

Un sujet d'intérêt, pour répondre à la dimension industrielle de la caractérisation *in situ*, est la méthode d'obtention de la courbe de rendement global et l'évaluation des incertitudes de mesure. En effet, la pertinence d'une technique d'analyse est portée par la maitrise de l'information, dont découle une grande part de l'incertitude associée.

En première approche, le tracé de courbe de rendement global en spectrométrie gamma est une simple intégration de code de calcul SN1D ou Monte Carlo dans un progiciel de spectrométrie gamma. Ce point de vue a fait le succès de solutions industrielles dont ISOCS [34][71]. Ces outils sont largement utilisés dans l'A&D mais ils présentent l'inconvénient de proposer à l'opérateur un résultat de mesure dépendant de la modélisation, sans véritable garde-fou. Le traitement n'est pas une opération sûre et conduit à des déclarations sans incertitudes associées. La ligne de défense est alors bâtie à partir d'une expression majorante de la grandeur d'intérêt mais il n'est pas rare de constater des résultats exploitant des zones énergétiques du spectre inexploitables, obtenus sur des composants massifs à forte hétérogénéité de source à partir de radionucléides émetteurs gamma de faible énergie, par exemple la raie de ^{241}Am exploitée pour déclarer la masse des actinides contenue dans une cuve ! Ce comportement n'est pas industriellement viable et conduit à une évaluation de la qualité radiologique de déchets très dimensionnante voire erronée. Il s'agit donc de proposer une solution couplée à la mesure pour améliorer la déclaration de l'incertitude associée au tracé de la courbe d'étalonnage.

Le premier sujet est le développement d'un formulaire de calcul pour coupler la configuration de mesure (axe du détecteur) avec l'expression de l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt. Il s'agit d'échantillonner un composant. Le couplage des méthodes de tracé des courbes de rendement de détection global avec des techniques d'optimisation de l'échantillonnage (position du détecteur) pourraient dès la phase d'acquisition proposer une méthode pour réduire l'incertitude associée à la grandeur. Cette solution a été brièvement esquissée dans le cas de la mesure de l'échangeur de l'usine GBI (chapitre 2).

Le second axe de travail est l'exploitation de l'ensemble des informations issues des acquisitions. La dynamique énergétique d'un spectre gamma exploitée dans le cas de la caractérisation radiologique des déchets en fosse est aujourd'hui sous-exploitée. Le rapprochement des proportions entre deux radionucléides constatées dans le spectre type avec les résultats de mesure est une voie qui sera étendue à la combinaison de méthode d'analyse dans le cadre du développement d'un système expert. L'incertitude associée à la grandeur d'intérêt est alors un résultat bâti sur la combinaison de méthodes.

5.2 Instrumentation des opérations d'assainissement

La performance industrielle des opérations d'assainissement est contrôlée grâce à l'instrumentation du procédé. Plusieurs systèmes d'instrumentation de procédés d'assainissement ont été présentés dans ce document. Cependant, ils confirment l'absence ou le faible niveau d'instrumentation des installations nucléaires pour le suivi du terme source retenu dans les composants du procédé. Si ces travaux confirment le déficit de moyens pour la maitrise du terme source, plus encore, ils montrent l'inadéquation du design des installations et des procédés à la nécessaire et impérative instrumentation nucléaire. Il vient, après ce constat, la définition des axes programme de R&D pour tenter de lever des verrous technologiques et scientifiques dans ce domaine.

Le suivi de la qualité de la scène, en cours d'assainissement, est assuré par la collecte en continu de données techniques et radiologiques.

1. La définition d'une méthode de **tracé de cartographies**, est une étape indispensable pour structurer l'ensemble des axes de collecte et de traitement en continu du flux de données. L'assainissement est une opération qui génère une quantité de données très importante. De plus, la structure de données est riche et complexe et nécessite des moyens de collecte et de tracé de cartes composées de calques superposables. Ce travail est le socle de l'ensemble des phases de l'industrie du démantèlement particulièrement sensible dans la phase d'assainissement.
2. Le suivi d'assainissement concentre, pour la définition du **capteur**, la complexité de la scène et doit supporter une forte dynamique de mesure (10^{12} Bq/g à 10^{0} Bq/g), de l'état initial à l'état final. Si dans la phase d'inventaire amont, la dynamique de mesure des instruments est encadrée voire catégorisée (fort de taux de comptage), ce n'est pas le cas pour le suivi d'assainissement. Cette dynamique touche à l'ensemble des technologies de détection, les capteurs exploités pour la mesure de débit de dose, le débit de fluence gamma et les imageurs. Les travaux de R&D concernent aussi les méthodes combinées de mesure : dimensionnelles, thermiques en environnement nucléaire.
3. Les **robots capteurs** sont des équipements qui ont été le produit des premières études de R&D. Ces équipements sont exploités de façon continue dans la phase d'assainissement. Le processus d'optimisation s'appuie ensuite sur une simula-

tion qui conduit à l'indentification d'un plan d'assainissement. Les séquences d'assainissement sont ensuite simulées à partir d'un système de réalité virtuelle, par exemple. Le plan de d'assainissement est ensuite opéré et enfin contrôlé à l'aide des outils d'investigation similaires à ceux utilisés dans l'étape de caractérisation des points singuliers. Cette boucle itérative est appliquée à la scène jusqu'à atteindre l'état ciblé par le projet. Cette boucle d'optimisation exploite des moyens de simulation à partir des résultats des outils de caractérisation. Un référentiel unique est simultanément constitué et organisé autour d'un Système d'Information (SI) _ Point 1 de la feuille de route de la R&D du chapitre 1.

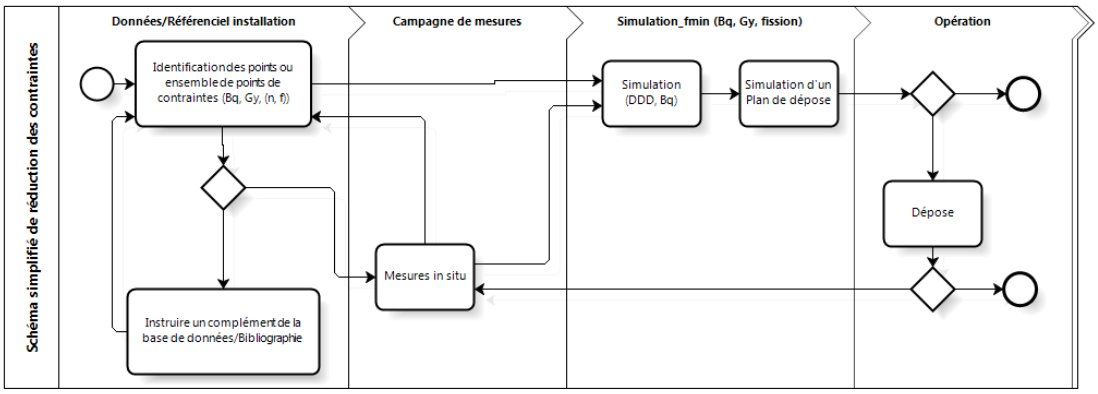


Figure 70 : Schéma d'optimisation des opérations d'assainissement (d'un composant par exemple)

Pour répondre à l'application de ce schéma d'optimisation, la clé est une capacité de positionnement des détecteurs dans la scène. Le robot capteur est une solution qui a été étudiée sur la base de déplacement au sol dans la scène. Des alternatives sont en cours d'étude dont le système de caractérisation des boites à gants instrumentées, le capteur étant implanté dans l'équipement pendant l'opération.

4. L'instrumentation devient une solution industrielle lorsque l'ensemble de la boucle de traitement et de traçabilité est opérationnelle. Le domaine de l'assainissement ne fait pas exception.

Reprenons point par point ces 4 sujets pouvant donner lieu à des axes de R&D.

5.2.1 Les techniques de traitement des données cartographiques dynamiques

La scène est un ensemble de composants constituant le procédé. On suppose que pour une scène donnée, la vision radiologique est rassemblée sur une carte dont il faut définir la forme et le contenu. La carte est l'objet composite manipulée, enrichi puis versée dans le SI défini dans le chapitre 1. Dans ce paragraphe, il s'agit de présenter les axes de travail sur l'objet et d'aligner sa forme et son contenu avec les capteurs. La carte est alors le support du plan d'instrumentation de l'opération d'assainissement (Figure 71).

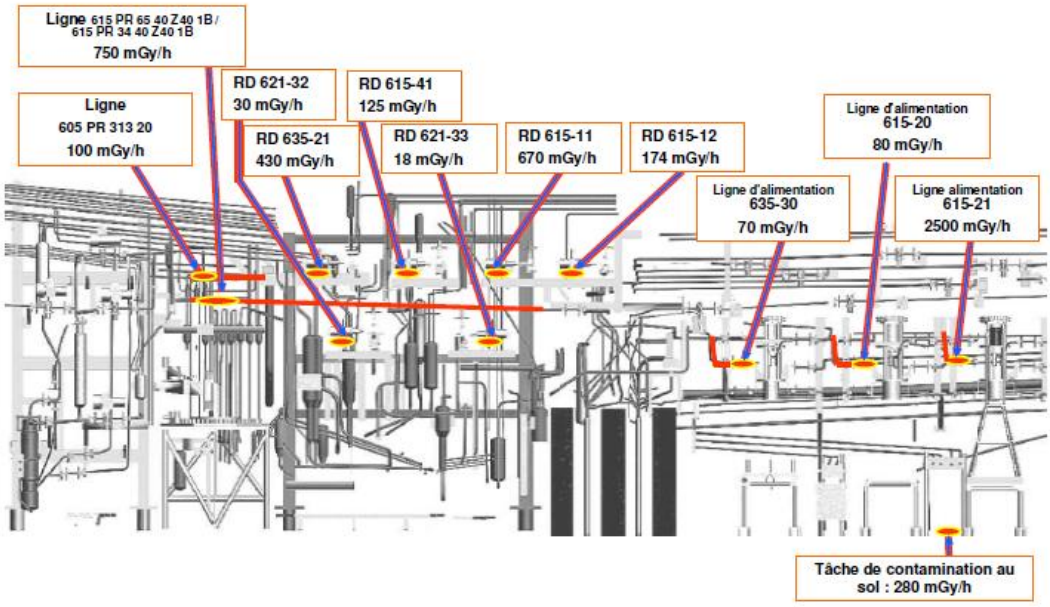


Figure 71 : Exemple de cartographie simplifiée composée de deux calques, représentation 3D et les résultats de mesure par imagerie gamma et relevés de débits de dose [8]

La numérisation des installations suppose la mise en œuvre de techniques de relevés dimensionnels en milieux sévères et plus généralement de développer des techniques de relevé pour tracer des objets numériques 3D. Ces techniques doivent être dynamiques et les capteurs doivent être compatibles avec les milieux sévères.

Dans le domaine du logiciel, il ne s'agit pas de limiter le travail au format informatique de l'objet composite mais de proposer une analyse des techniques de cartographie puis de l'orienter pour soutenir des opérations d'assainissement. La carte est alors l'objet numérique support à l'optimisation du positionnement des capteurs et du suivi en ligne des résultats de mesure. Les prémices de ces technologies montrent encore aujourd'hui de nombreuses limites qu'il est nécessaire de surmonter ; en particulier les progiciels [125] ne sont pas développés pour des traitements de cartes en temps réel, dimension obligatoire pour le suivi d'opérations d'assainissement.

Avec le suivi des opérations d'assainissement, les techniques de cartographie demandent des développements complexes pour **traiter l'aspect temporel de données multi variables** (spatiales, visuelles, débit de dose, énergie, …). Ce domaine ouvre l'espace de l'industrie 4.0 [126] dans sa composante la plus complexe, le traitement d'information multidimensionnelles couplé avec un réseau de capteurs [128].

5.2.2 Les combinaisons de capteurs pour le relevé dynamique de l'état radiologique d'une scène

La caméra est le capteur « naturel » et initiateur de la cartographie d'une scène. L'image visible 2D est, avant le modèle 3D, le premier calque de la carte qui supporte toutes les augmentations d'information, débit de dose, dimensions... La caméra est une technologie très répandue mais la plupart des matériels ne résiste pas aux conditions opérationnelles imposées par l'industrie de l'A&D, forte contamination et irradiation. Il s'agit d'étendre les travaux engagés pour l'inventaire amont à des équipements placés dans des conditions sévères pour des durées dépassant parfois 10 ans.

Les effets des radiations sur les composants électroniques peuvent être soit diffus, associés généralement aux **effets de dose** cumulée, ou encore localisés, associés aux **effets singuliers** produisant principalement des phénomènes de déplacements. L'analyse de ces effets est commune aux domaines de l'inventaire radiologique et au suivi de l'état radiologique d'une scène. Le niveau des débits de dose est cependant très différent. Si, dans le cas de l'inventaire, les études portent sur des technologies pouvant fonctionner dans des niveaux supérieurs à 100 Gy/h, dans le cas du suivi de scène, le champ d'étude est consacré à la tenue à la dose intégrée en se focalisant sur les dégâts engendrés par les effets singuliers par les neutrons rapide, par exemple.

Les travaux de recherche sur la tenue à l'irradiation sont nombreux et distribués dans des domaines qui touchent à l'aérospatial [128] et à la médecine. S'inspirant de ces travaux, la contribution des équipes en charge de l'A&D a débuté par l'élaboration d'une feuille de route initiée par des essais des matériels en irradiateur de type Webcam (^{60}Co) selon les protocoles du domaine de l'aérospatial. Sans surprise, ces matériels sont rapidement dégradés, cependant, les environnements spécifiques de l'A&D nécessitent des équipements et des études complémentaires. Ils ont été évoqués puis formalisés avec les équipes en charge des matériels embarqués sur les satellites, en particulier l'IES de Montpellier. Pour les caméras, la solution de recuit de capteurs CMOS est la voie explorée, pour répondre à des doses intégrées de l'ordre de 10^6 Gy. Convaincu que cette voie peut répondre au contexte de l'assainissement, un projet a été formalisé dans le cadre du projet DISCARD présenté en début de ce chapitre. C'est un des axes de travail engagé pour le développement des caméras en milieux hostiles dont l'essentiel du travail est l'étude des phénomènes fondamentaux sur la tenue à la dose ou aux effets singuliers des électroniques des caméras.

L'image visible 2D d'une scène en cours d'assainissement est rapidement limitée. La caméra visible est alors l'axe autour duquel sont distribués les matériels d'acquisition dimensionnelle et l'instrumentation nucléaire. Un bloc regroupant différents imageurs est le système qui répond au besoin. Il regroupe une caméra visible, une caméra gamma et des méthodes de reconstruction des modèles 3D à partir d'image visibles ou encore de mesures dimensionnelles par exemple avec des lasers. Le prototype le plus abouti est un dispositif qui regroupe une caméra gamma, un spectromètre gamma, un télémètre laser, une mesure de débit de dose.

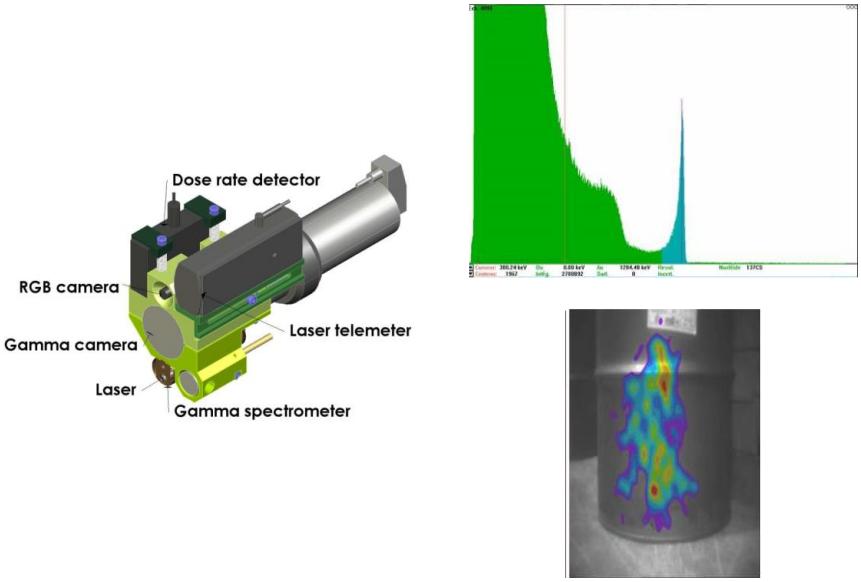


Figure 72 : Eyes@gamV1, dispositif regroupant une caméra gamma, une mesure de débit de dose, un relevé télémétrie 1D et une spectrométrie gamma équipée d'un détecteur CdZnTe ; un spectre gamma de ^{137}Cs est illustré et une image gamma bas à droite [58]

Le dispositif Eyes@gamV1 présente de bonnes performances, mais présente un handicap majeur, celui de la masse qui est supérieure à 25 kg. Des solutions alternatives sont étudiées, dont le dispositif Eyes@Gam V2, dont la finalité est de réduire la masse en profitant des technologies récentes de cartographies, caméra 3D, scanner laser, caméra gamma... Le projet Eyes@Gam V2 est un équipement de vision 3D de scènes complexes multidimensionnelles dont la masse est inférieure à 5 kg. La caméra est complétée par deux types d'instruments dédiés à la caractérisation radiologique, une mesure de débit de dose collimatée pour la localisation des points de concentration de la contamination et une mesure télémétrique pour relever les dimensions de la scène contenant la source.

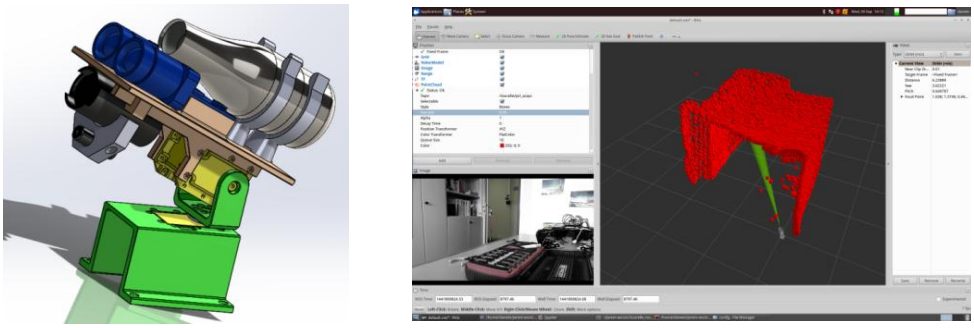


Figure 73 : Exemple de plateforme de développement d'un capteur universel, caméra visible, scan 3D (télémétrie laser), mesure de débit de dose

Les premiers résultats sont encourageants et ouvrent des perspectives de recherche dans l'ensemble des étapes de la transformation des données brutes en informations ou indicateurs de performance comme le facteur de décontamination.

La tenue à la dose des instruments en milieu sévère est une étape du développement de combinaisons de détecteurs pour le suivi des opérations d'assainissement. Cette combinaison se traduit dans la proposition du capteur universel qui doit intégrer l'ensemble des techniques d'analyse pour la collecte des multiples dimensions de la scène. La solution est bâtie autour de l'image visible et ouvre des perspectives de contributions pour les **imageurs légers**.

Les technologies sont, à la différence des systèmes pour l'inventaire amont, des équipements de « grande production » et dont les performances attendues sont le suivi dynamique d'une variable (activité) et non une estimation de l'activité pour laquelle l'exactitude est fondamentale.

5.2.3 Le robot capteur

Le suivi d'assainissement, où le capteur doit être mobile, a logiquement nourri des réflexions pour la définition de moyens robotisés actionnables en milieux sévères. Une gamme de « robots capteurs » a été développée en collaboration avec les équipes de l'entreprise Cybéria à Montpellier. Ce travail a abouti à un prototype opérationnel le RICAIII [56] présenté dans de nombreux salons et conférences notamment en Chine et au Japon (Figure 74).

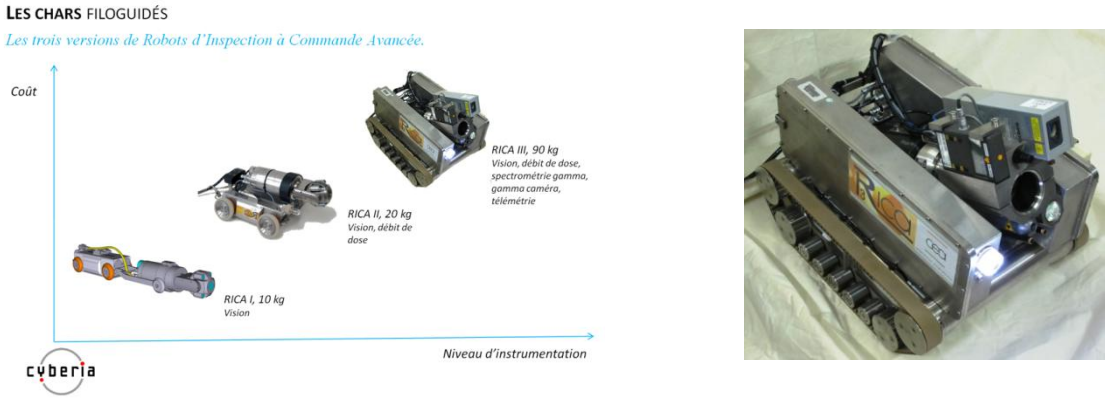


Figure 74 : Robots d'Inspection à Commande Avancée (RICA), à gauche présentation de l'ensemble de la gamme, à droite le robot RICA version III équipé du bloc de mesure eyes@gam V1.0

De nombreux essais en configuration puis en situations réelles ont été nécessaires pour valider l'évolution de la première version de robots filoguidés [58] pour aboutir à la version III. Ce retour d'expérience, a montré les limites de développements pilotés par le besoin et impose une réflexion de recherche plus amont. La définition des sujets de recherche dans le domaine de la robotique, plus que toute autre discipline, exige une décomposition thématique. La décomposition retenue s'appuie sur les travaux de l'équipe du Laboratoire d'Analyse et d'Architecture des Systèmes (LASS-CNRS) et en particulier sur la proposition de J.P. Laumond [129], qui structure la recherche en robotique :

1. la vision et, plus généralement, la perception artificielle,

2. la conception et la commande des systèmes mécaniques,
3. la manipulation d'objets,
4. l'algorithmique de la planification et du contrôle d'actions,
5. l'architecture des systèmes.

Une partie de la vision artificielle a été abordée dans le paragraphe précédent. Les modules eyes@gam équipent d'ailleurs le robot RICAIII. Ces travaux sur la vision artificielle sont spécifiques à l'assainissement démantèlement, la détection de rayonnements gamma dans les environnements nucléaires étant singulière. Vient la capacité à dégager pour la robotique les spécificités imposées par l'industrie de l'A&D. On montre que la robotique en milieux sévères sous contraintes de sûreté pour l'A&D se distingue sur la capacité de couvrir les missions de façon sûre, conduisant à focaliser l'action sur la conception et la commande des systèmes mécaniques.

La commande et la transmission des données ont été les sujets d'intérêt car les cellules Haute Activité présentent des murs de forte épaisseur et rend illusoire la communication sans fils de type Wifi (IEEE 802-11x). La résolution de ce problème est complexe, il est aujourd'hui contourné par l'utilisation d'une liaison filaire associée à une technique de multiplexage des signaux. Si la solution se révèle satisfaisante dans la phase de mise au point, en revanche pour le déploiement industriel et afin de répondre, en particulier, aux exigences de l'autorité de sûreté, des solutions complémentaires sont impératives. Elles sont actuellement étudiées en proposant des moyens de communication redondants à la solution filaire [130] grâce à des liaisons sans fil compatibles avec l'environnement nucléaire (hertzien et sonore).

La plateforme est le système mécanique qui assure le déplacement. L'accroissement du franchissement [131] en milieu chaotique a d'abord été traité, avec succès, grâce à des solutions éprouvées, le char équipé de flippers. Cependant, l'adaptabilité de « robots chars » à l'environnement sévère est encore perfectible. Ainsi, deux formes de locomotion alternatives ont été étudiées. La première est une analyse des possibilités offertes par le morphotype humanoïde [132], le second est un multipode.





Figure 75 : A droite plateforme hexapode testée pour l'amélioration du franchissement (Phantom X [132]), à gauche la plateforme Darwin-OP [133] adaptée aux conditions opérationnelles de milieux fortement contaminé

La plateforme universelle n'a pas encore émergé et de nombreux travaux ou challenges [134] sont engagés, donnant lieu à des contributions inter-laboratoires. Les actions de R&D sont relatives à l'exploitation de ces systèmes pour répondre au suivi d'assainissement, à la capacité de franchissement sûr et à la recherche d'un design compatible avec le milieu sévère caractérisé par une forte contamination et des débits de dose élevés.

Il ressort de cette décennie de résultats, sur la mise en œuvre de robots capteurs, une extension de la thématique du durcissement des électroniques, la définition de commandes des systèmes et surtout une adaptabilité des systèmes mécaniques à l'environnement de l'industrie de l'A&D.

5.2.4 Conclusion

Les conditions opérationnelles de l'assainissement des équipements sont des terrains expérimentaux à fortes contraintes. Les scènes sont fortement contaminées et souvent présentent des débits de dose élevés. La singularité des équipements de suivi radiologique est portée par le temps de séjour des instruments dans les scènes. Le premier axe de recherche consiste à étendre les travaux de durcissement aux équipements de l'inventaire amont qui présentent la caractéristique d'une grande dynamique de mesure.

La mobilité du détecteur dans la scène est une exigence commune à l'ensemble de l'industrie de l'assainissement démantèlement, elle est particulière sensible pour le suivi d'assainissement où l'évolution du niveau et de la position des points de concentration doit être observée. Le robot capteur voire assainisseur est un nouveau concept qui sera le support de recherche.

Le capteur idéal pour le suivi de scènes en court d'assainissement est un couplage de technologies, pour le relevé dimensionnel et radiologique pour l'aide à la décision. Ce capteur universel n'existe pas, sa mise au point pourra bénéficier des résultats des technologies de la réalité augmentée pour ce qui concerne le logiciel de traitement et d'affichage.

5.3 Systèmes de caractérisation radiologique pour le contrôle des lignes de production de l'A&D

La ligne de production des colis de déchets et des installations déclassées est alimentée par les déchets sur pied ou le colis de déchets entreposés. Elle débute après l'éventuelle opération d'assainissement sur pied et couvre les fonctions de traitement et de conditionnement des déchets et l'assainissement des structures.

L'application de principes alignés sur le Contrôle Nucléaire de Procédé (CNP) est, en soi, un axe prospectif structurant pour l'instrumentation des lignes de production de l'industrie de l'A&D. Ces principes pourraient être déployés à partir des éléments de l'architecture fonctionnelle simplifiée encadrée par les deux champs de contraintes, la qualité produit et la sûreté nucléaire. L'objet de ces travaux, déjà défendu dans ce document, est l'unification de deux champs de contraintes pour assurer une production efficiente et sûre. Pour réunir ces deux espaces, *a priori* antagonistes, l'indicateur mesurable est placé dans un modèle global soutenu par l'architecture fonctionnelle dégagée des études présentées dans ce document en s'inspirant du CNP.

Les indicateurs mesurables sont portés par des techniques d'analyse dont le caractère novateur est la conséquence du nouveau concept d'instrumentation des procédés d'A&D complétées par des données techniques capitalisées dans le SI et augmentées par des techniques de traitement ou par l'exploitation de codes de calcul. On montre alors qu'il existe une nouvelle approche pour instrumenter les lignes de procédés qui conduit naturellement à de nouveaux usages et ouvre à de nouvelles techniques d'analyse.

5.3.1 L'instrumentation des équipements de procédés de traitement des déchets

Les équipements de procédé de traitement et de conditionnement des déchets sont peu ou pas instrumentés. Les boites à gants, par exemple, sont des équipements névralgiques de traitement des déchets faiblement irradiants et il n'existe pas ou peu d'instrumentation pour le suivi des actes de transformation des déchets. C'est l'équipement retenu pour engager une définition et des axes de recherche d'instrumentation d'équipements de traitement des déchets.

L'objet de cet axe de recherche s'appuie sur la définition d'une « smart boite à gants ou boite à gants intelligente» qui rassemblerait les moyens de caractérisations les plus avancés pour la conduite d'opérations de traitement. L'instrumentation est dévolue au suivi radiologique et physico-chimique des déchets mais aussi au contrôle des conditions opératoires en périphérie de l'équipement et au contrôle de la rétention (holdup). Les propositions technologiques dans le domaine de la caractérisation physico chimique sont d'abord un acte de nucléarisation des équipements de laboratoire, comme par exemple, l'adaptation de techniques Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry (ICP-MS) en boite à gants. Cependant ces travaux ne nécessitent pas de recherche, ce sont essentiellement des actions technologiques. En revanche, la faible dimension de la boite à gants impose la miniaturisation des équipements. Les nouveaux systèmes miniaturisés dits "lab-on-chip" sont de faibles dimensions, de la taille d'une carte de crédit, sur laquelle un détecteur et une méthode séparative sont couplés [136]. Ces systèmes connaissent un essor et un succès considérables dans le domaine bio-analytique. La diminution des dimensions du système se traduit par une augmentation des cinétiques d'échange et un meilleur contrôle des écoulements conduisant à une efficacité et une rapidité accrues des séparations. Cette nouvelle technologie commence à se développer en analyse inorganique, elle reste cependant encore très limitée pour les applications nucléaires et ceux malgré tout l'intérêt qu'elle peut présenter. Parmi les raisons que l'on peut évoquer à ce retard, on peut citer d'une part, la particularité des milieux chimiques dans lesquels sont réalisés les analyses (acides très concentrés et solvants organiques) qui induisent des contraintes fortes sur les matériaux à utiliser pour construire de tels systèmes et d'autre part, la nécessité de disposer de méthodes éprouvées extrêmement robustes, le domaine du nucléaire étant soumis à un contrôle particulièrement strict.

La conception des microsystèmes est un challenge scientifique et technologique rendu complexe par la nécessité de concevoir un dispositif spécifique pour chaque objectif analytique. Ainsi, ces micros systèmes nécessitent la mise au point de substrats et de technologies qui laissent espérer des systèmes matures dans la décennie à venir. Toujours inscrites dans le projet de développe-

ment de la smart boite à gants, des études de techniques d'analyses à plus court terme sont aussi envisagées. La fluorescence X est une des techniques qui est étudiée prioritairement. Elle est développée à titre d'exemple dans le paragraphe qui suit.

L'objectif est de développer une technique d'analyse élémentaire quantitative et qualitative au sein d'un mélange (liquide, solide), pour le suivi de procédés d'A&D. Le prototype mise au point par le Laboratoire de Génie Chimique et d'Instrumentation (LGCI) du CE Marcoule est compatible avec une intégration en boite à gants (Figure 76).

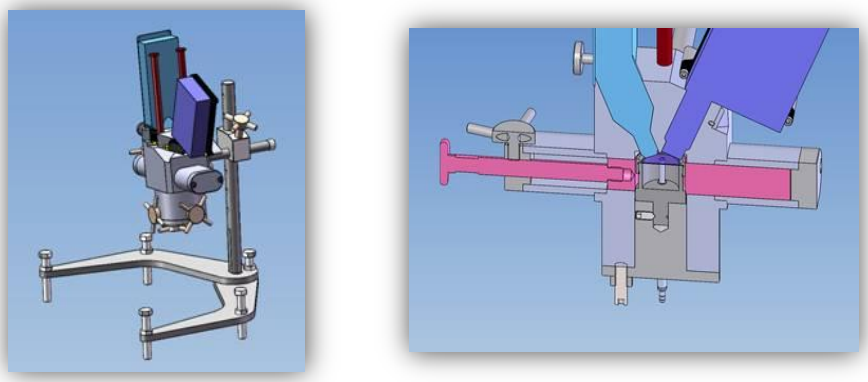


Figure 76 : A droite, vue 3D de l'équipement de mesure équipé de cabestans pour le montage et réglage en boite à gants, à gauche vue 3D du positionnement de l'échantillon, du tube à rayon X et des détecteurs

La quantification des éléments est le sujet d'intérêt et différencie cet équipement des solutions actuellement utilisées dans les laboratoires. Les développements pour l'analyse quantitative sont pour les composants, la miniaturisation, la fabrication des détecteurs et le couplage de différents types de détecteurs pour augmenter la largeur spectrale et le traitement en temps réel des spectres pour la quantification.

Le prototype actuel est composé d'un tube à rayons X, refroidi par eau, avec une anticathode de rhodium (50 kV, 30 mA, tension d'alimentation 1000 V). Le faisceau X est filtré (filtre argent, molybdène ou autre) pour l'adaptation en énergie. Un monochromateur de graphite (f 42 mm, longueur 60 mm) à large bande passante permet d'améliorer le rapport signal sur bruit, en filtrant notamment le spectre du tube. Le système est équipé, d'un détecteur semi-conducteur Si-Li (30 mm^2 et de résolution 155 eV @ 5,9 keV), refroidi par azote liquide puis par effet Peltier, pour réaliser le spectre de fluorescence [137]. Les principaux éléments qui sont dosés par méthode FXL sont présentés dans le tableau ci-dessous.

Elément	Raie	keV	Elément	Raie	keV
Th	$L\alpha_1$	12,97	Pu	$L\alpha_1$	**14,28**
Pa	$L\alpha_1$	13,29	Am	$L\alpha_1$	**14,61**
Rb	$K\alpha_{12}$	13,37	Y	$K\alpha_{12}$	**14,93**
U	$L\alpha_1$	13,61	Cm	$L\alpha_1$	**14,95**
Np	La_1	13,94	Bk	$L\alpha_1$	**15,30**
Sr	$K\alpha_{12}$	14,14	Cf	$L\alpha_1$	**15,65**
Zr	**$K\alpha_{12}$**	**15,74**			

Elément	LD
U	**0,2 mg/l**
Pu	**0,2 mg/l**
Np	**0,2 mg /l**
Sr	**0,1 mg/l**
Zr	**0,5 mg/l**

Tableau 37 : Un inventaire des éléments caractérisés par FXL à détecteur Si-Li, dans une phase liquide et les limites de détection obtenues pour un temps d'acquisition inférieur ou égal à 400 s

A partir de résultats du système de référence dont les performances sont présentées ci-dessus, il s'agit d'étudier le traitement de solutions complexes contenant plusieurs éléments émettant des raies X proches en énergie (traitement des convolutions spectrales). De ces premiers résultats sera dégagé l'intérêt du couplage de plusieurs familles de détecteurs (CdTe + Si). Le traitement de l'information spectrale, notamment pour les détecteurs de résolution moyenne (CdTe) sera un élément déterminant pour envisager le traitement en temps réel des données brutes. Il pourrait être intéressant d'étudier l'apport de la modélisation pour la conception du système comme pour le traitement de l'information, notamment pour le traitement de spectres issus des CdTe.
Ce sujet de recherche montre l'intérêt des techniques d'analyses élémentaires et radiologiques couplées.
Les techniques de caractérisation radiologique sont des sujets d'intérêt pour le projet de la Smart boite à gants. Le dispositif Système de Mesure de la masse de matière Nucléaire en Boite A Gants (SMNBAG) est un équipement qui a été déployé sur les procédés de traitement pour une opération de traitement de déchets. Il est placé dans trois canaux dédiés dans une boite à gants qui est une première étape de la smart BàG (Figure 77).

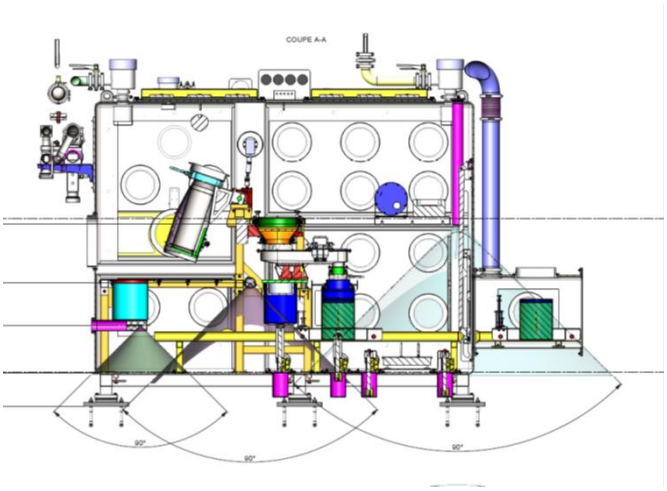


Figure 77 : Schéma d'implantation des détecteurs CdZnTe (SMNBAG) de contrôle de l'accumulation de matière fissile pour une boite à gants de Tri-reconditionnement de déchets. Les angles solides de chaque capteur sont indiqués sur le plan

Cette technique d'analyse est une solution qui est utilisée, dans ce cas, pour vérifier et contrôler l'accumulation de la matière fissile mais aussi pour le contrôle de la fabrication de produits conditionnés. C'est une première étape d'intégration de techniques d'analyse dans un équipement de confinement qui préfigure ce que pourrait être le futur de l'instrumentation des procédés de l'industrie de l'A&D.

5.3.2 La caractérisation radiologique des colis de déchets

Les systèmes industriels de caractérisation des colis de déchets sont équipés essentiellement de spectrométrie gamma et de mesure neutronique passive, la déclaration des radionucléides non mesurables s'appuyant aussi souvent sur l'utilisation d'un spectre type (analyses radiochimiques). L'application d'une logique intégrale de contrôle en ligne (CNP) établit le lien entre les techniques de caractérisation non destructive et le spectre type collecté en continu grâce aux moyens implantés dans une boite à gants, par exemple, et placée sur la ligne de production. Cependant, cette combinaison de méthodes d'analyse destructives et non destructives a des limites, conséquences de plusieurs constats techniques parmi lesquels on peut citer :

1. Les colis produits par les chantiers de démantèlement sont issus de l'ensemble des procédés y compris le cœur (dissolveur, cuve du réacteur, ..), cet état de fait amène à produire des colis aux limites d'acceptabilité des exutoires ou des colis contenant des quantités de matière fissile importantes. Le niveau de **l'incertitude associée** à l'activité est dans ce cas très pénalisant.

2. Si la déclaration de l'activité contenue dans un colis TFA est réalisée par une méthode de caractérisation radiologique non destructive, il est très difficile d'atteindre les **limites de détection** compatibles avec les exigences de l'Andra dans le contexte du chantier, particulièrement si les procédés contiennent des actinides.

Sans surprise, le couple (**limite de détection, incertitude associée à la grandeur d'intérêt**) est l'objet de la recherche et développement pour la caractérisation radiologique des colis de déchets. Comme pour l'instrumentation des procédés où le concept de CNP de l'A&D est appliqué à un objet intégré la « smart BàG », les sujets de recherche sur les systèmes de caractérisation radiologique des colis sont formalisés autour de la réalisation d'un système réunissant l'ensemble des techniques de caractérisation ac-

tuelles sous forme de briques élémentaires. Cette démarche conceptuelle se traduit dans les faits par le développement d'un concentrateur de solutions qui serait le lieu des convergences de tous les moyens de caractérisation développés et matures. Un premier modèle pour les méthodes passives est en cours de validation sur l'usine de retraitement des combustibles usés de Marcoule (Figure 78), UP1.

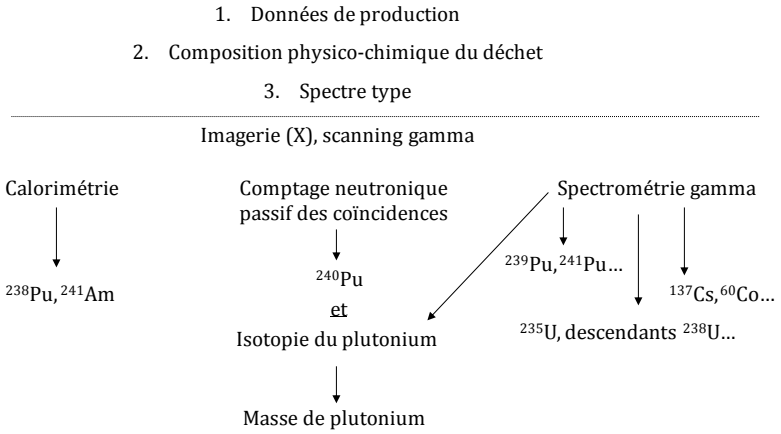


Figure 78 : Un schéma de combinaison de méthodes d'analyse non destructives pour le contrôle de la qualité du produit, le colis de déchets

La calorimétrie est utilisée pour la première fois pour la caractérisation radiologique de déchets pour un procédé de Reprise et Conditionnement de Déchets (RCD). L'estimation de l'isotopie par spectrométrie gamma et la mesure calorimétrique sont combinées pour réduire l'incertitude associée à la masse de matière fissile. La mesure neutronique passive est sensible à la qualité de la matrice (H, Cl..), à la forme physico chimique du contaminant (PuF_4, ..) et à la répartition du contaminant dans le colis, paramètres auxquels la mesure par calorimétrie n'est pas sensible. Néanmoins, la fiabilité des logiciels pour l'estimation de l'isotopie est confrontée à la déclaration de radionucléides habituellement de deuxième ordre, l'^{241}Am et le ^{238}Pu. Cet exemple illustre des axes de travail sur la réduction de l'incertitude associée par la combinaison des méthodes dans le domaine des techniques d'analyse passives, technologies équipant l'essentiel des systèmes de caractérisation radiologique. La réduction de l'incertitude par la combinaison de méthodes d'analyse est aussi soutenue par l'amélioration continue des technologies des détecteurs.

La pénurie d'^{3}He motive aujourd'hui des recherches sur des matériaux alternatifs pour le comptage neutronique. En spectrométrie gamma le CdZnTe équipe de nombreux postes de caractérisation radiologique et de nouvelles solutions pour l'amélioration de la résolution émergent [139]. L'objectif général est de réduire l'encombrement et le coût pour à la fois faciliter le déploiement de technologies dans les configurations contraintes des cellules haute activité, et proposer du matériel embarqué sur des plateformes d'inspection.

La performance de systèmes de mesure peut être augmentée par le dispositif de positionnement du détecteur. En effet, de nouvelles technologies, ouvrent des perspectives pour la mise en œuvre des détecteurs pour localiser des volumes de concentration de la contamination. Par exemple, un Cobot (Le terme *cobot* est la contraction de robot collaboratif) peut être utilisé pour positionner le détecteur pour la localisation d'éventuels points de concentration dans un colis de déchets. Un prototype a été construit autour du Cobot Baxter (Figure 79).



Figure 79 : De gauche à droite, une vue 3D d'un poste de caractérisation radiologique de colis de déchets équipé d'une détecteur de spectrométrie gamma, le Cobot Baxter [140] [139], un colis de déchets avec les repères de relevés de débit de dose sur trois génératrices placées à 120°

Ses deux bras sont équipés de capteurs, le premier pour relever le débit de dose en plusieurs points et le second pour mesurer la contamination. Ce prototype est l'objet de recherche technologique et scientifique, en particulier le traitement des données (matrice de points) pour la réduction de l'incertitude.

L'avènement de cette « robotique accessible » élargit le champ disciplinaire de la caractérisation radiologique des colis de déchets. La mécatronique en milieu sévère est un élément de la caractérisation radiologique de colis de déchets. Si de nombreuses thèses ont été présentées pour répondre à la définition de postes à capteurs fixes, il vient, grâce à l'avènement des cobots, le développement de technologies de détection regroupant le détecteur et le dispositif de positionnement du détecteur. L'industrie de l'A&D est le terrain expérimental pour ce type de système, la performance étant placée sur la qualité produit et le flux des colis.

L'imageur gamma voire neutron est une alternative au relevé dosimétrique multipoint facilité par les Cobots. En première approche, les solutions actives peuvent êre écartées pour des raisons des difficultés d'implantation et s'engager dans des solutions d'imageurs passifs pour fiabiliser l'estimation des activités grâce à la localisation des sources [140].

Enfin, le détecteur pour la caractérisation radiologique de colis de déchets est un sujet d'étude connexe à de nombreuses disciplines. La source radioactive est isolée d'un contexte bruité. Cette configuration est propice à de nombreux essais et combinaisons de techniques. Le colis de déchets sera probablement le terrain expérimental le plus riche à partir duquel les technologies seront propagées sur l'ensemble de la ligne de production.

5.3.3 La caractérisation radiologique des structures et des déchets TFA

L'amélioration de la limite de détection est un enjeu majeur pour la caractérisation radiologique des déchets TFA et des surfaces béton pour le déclassement. De plus, la perspective du retour des matériels dans le domaine public renforce cet enjeu. Les travaux dans ce domaine sont essentiellement concentrés sur la méthodologie et les logiciels associés. L'optimisation du nombre et de la qualité des prélèvements ou du nombre de points de mesure a légitimement occupé les chercheurs dans une phase industrielle de mise au point. La préoccupation doit maintenant porter sur la mise en œuvre des techniques d'analyse. Il n'est pas rare d'observer des opérations de caractérisation radiologiques avec des détecteurs de type NaI[Tl] collimatés. Le collimateur de plomb dont la masse est de l'ordre de 100 kg, constitue une solution surprenante peu adaptée aux opérations de décatégorisation qui s'annoncent avec plusieurs dizaines de milliers de m² à déclasser par exemple.

Il n'en reste pas moins que les surfaces à investiguer sont importantes et que selon la même approche système que celle qui a prévalue sur les autres thèmes, le projet dans ce domaine est la prolongation des travaux engagés sur l'amélioration des limites de détection en spectrométrie gamma, système couplé à un moyen de déplacement dans l'espace. La première phase est l'élaboration d'un anti Compton pour la mesure *in situ* de déchets TFA, moyen étendu à la caractérisation de surfaces si la masse du système est acceptable. Ce travail touche au choix de la qualité des détecteurs puis à la définition d'une électronique, avec l'objectif de réduire la taille de l'ensemble de ces composants. Le déchet TFA est l'objet de la mise au point de l'instrumentation, démarche facilitée par la simplification du contexte expérimental. La source est isolée du bruit et la fabrication de colis tests est aisée. Sur la base de ces résultats, le prototype de détection anti-Compton *in situ* sera adapté à un robot de positionnement spatial, le CoGiro [142]. Le robot retenu est un robot parallèle de grande dimension, un robot à câbles géant.

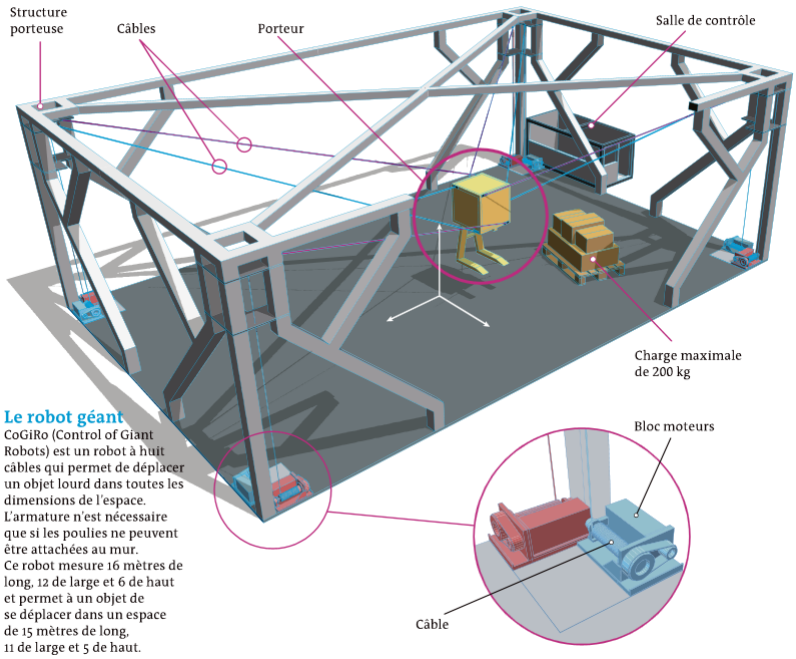


Figure 80 – Représentation du robot CoGiRo

CoGIRo est un robot à câbles parallèles entrant dans la catégorie des robots dits « géants » développés pour pouvoir avoir accès à un grand espace de travail et la capacité de manipuler des masses importantes. Ce robot mesure 16 mètres de long, 12 mètres de large et 6 mètres de haut avec une capacité de déplacer des charges de 500 kilogrammes. Uns structure porteuse en aluminium a été développée du type de celle utilisé dans l'évènementiel. Ces robots parallèles utilisent huit câbles reliés à huit blocs moteurs disposés au sol. Ces moteurs sont de façon basique des treuils motorisés et instrumentés. Ces huit câbles permettent de maintenir en lévitation un porteur dans le volume formé par la structure en aluminium. L'utilisation de huit câbles au lieu de six suffisants pour un déplacement dans un espace à 3 dimensions se justifie par le fait que le robot a été initialement développé pour des bâtiments constitués de quatre murs. Les treuils sont solidaires de la base et en agissant sur la longueur des câbles, on vient contrôler la plateforme mobile (position et orientation).

5.3.4 Conclusion

Le contrôle de la ligne de production de colis de déchets et d'installations déclassées est ici mis en perspective à partir d'un parallèle avec le Contrôle Nucléaire des Procédés. Cette approche facilite l'exposé des moyens de contrôle de phases de fabrication qui relèvent du même champ de contrainte comme le traitement des combustibles usés. Ainsi, les différents types de techniques d'analyses du CNP sont adaptés à la maitrise des lignes de production des déchets de l'industrie de l'A&D. Partir de ce concept facilite le transfert des pratiques instrumentales de l'exploitant vers l'assainisseur ; néanmoins, pour éviter l'écueil de sujets au caractère trop diffus, chaque thème prospectif est illustré par le développement d'un équipement. Les méthodes d'analyse « lab-on-chip » sont développées dans le cadre d'un projet dénommé « smart BàG », la caractérisation de déchets est présentée à partir d'un système intégrateur de technologies connexes à la mécatronique, et enfin les solutions de caractérisation des déchets et des surfaces en béton sont couplées à des projets de robots, CoGiro et le Cobot Baxter.

Conclusion

L'industrialisation de l'A&D engagée emprunte différentes voies scientifiques et techniques et profite des avancées technologiques de l'ensemble de l'industrie, la numérisation (représentation), la robotisation des procédés et la modélisation/simulation avec la recherche de l'amélioration de la performance et de la sûreté. L'objet de la démarche est « **une performance sûre** » synthèse entre la technologie et des savoir-faire novateurs. La définition d'un procédé (chaine de production) à partir d'une **architecture fonctionnelle idéale** est le support de la démarche. Elle est proposée à partir des enseignements des opérations de caractérisation radiologique, dans deux phases distinctes, l'inventaire amont puis le déploiement de procédés de traitement et de conditionnement de déchets.

La puissance du modèle est de clarifier le poids de la donnée technique, particulièrement radiologique. La **donnée radiologique**, singularité de l'industrie de l'A&D, est l'élément central des processus de traitement des déchets, **elle est propagée** dans un procédé à partir d'un inventaire amont obtenu en combinant l'analyse des connaissances, savoir-faire de la phase d'exploitation et résultats de mesure, préambule des études de scénario.

L'évaluation de l'incertitude des termes de l'inventaire amont est l'indicateur fondamental de performance de l'ensemble de l'industrie de l'A&D. La collecte des corpus documentaires, leur traitement et partage, doivent progresser. En réponse, la pertinence (incertitude) des contenus est abordée en définissant un processus central porté par les métiers, et qui doit assurer la passerelle entre les deux industries exploitation/A&D. Cela doit se traduire par la définition d'ontologies comme « outil » de la convergence, imposant la collaboration inter métiers.

Considérant que la carte est la représentation la plus accessible, la représentation graphique de la connaissance (information structurée), ou cartographie de l'information, est la plus apte à motiver le partage voire la co construction - technologie du Web 2.0 -. Les méthodes de traitement des connaissances et la représentation graphique sont les axes de la recherche pour la fiabilisation de la donnée technique. L'augmentation ou la consolidation de la donnée par calcul (Big data, codes de calculs…) constitue par ailleurs la dimension numérique du projet.

Face au déficit des données radiologiques et le nécessaire complément par des mesures *in situ*, l'incertitude associée à la grandeur d'intérêt focalise l'attention des chercheurs. La maitrise puis la réduction de ce terme sont engagées en optant pour des combinaisons et l'optimisation de techniques d'analyse. De nouvelles technologies d'acquisition et de traitement sont envisagées, comme l'exploitation de nouveaux matériaux de détection comme le SiC, ou encore le couplage entre code de calcul et électronique de traitement pour l'optimisation de l'acquisition du signal.

Pour la conduite de procédés, la qualité des instruments et leur distribution dans les différentes phases de travail (maitrise, traitement, et conditionnement du déchet) est une difficulté qui peut expliquer le déficit d'instrumentation, observation renforcée par la continuité des pratiques d'exploitation qui concentre l'essentiel de l'instrumentation pour la gestion des déchets sur la caractérisation des colis. Pour faciliter l'instrumentation des procédés de démantèlement la démarche s'inspire du CNP (contrôle nucléaire de procédé) et emprunte au génie industriel la notion de diagramme d'instrumentation. Chaque étape du procédé est instrumentée et délivre des indicateurs de production. La force d'un diagramme d'instrumentation couplé au CNP est de dégager une vision productiviste de l'activité démantèlement.

Le retour d'expérience de la phase d'assainissement où le capteur est mobile a mis en avant la mécatronique en milieu sévère comme un champ disciplinaire de l'A&D, dans lequel la capacité métrologique et d'adaptation des matériels ainsi que leur durcissement seront étudiés.

Les équipements de traitement utilisés pour l'assainissement et le démantèlement (cuves, boîtes à gants) sont, comme pour l'essentiellement des matériels, définis dans la continuité des pratiques d'exploitation, et souffrent d'une sous-instrumentation. Les opérations de reprise et de conditionnement des colis de déchets anciens sont des terrains d'expérimentation simplifiés pour la mise au point et le développement d'équipements intelligents, dans la logique du CNP.

Enfin, la caractérisation radiologique des colis de déchets et des bâtiments déclassés, produits de l'A&D, est un domaine où la recherche est très active et s'engage là aussi dans des approches méthodologique combinées : imageurs, nouveaux capteurs, robots... Elle pourrait influencer la manière de voir le contrôle d'objets finis grâce à de véritables usines à caractériser.

L'ingénierie système sera donc le « moteur » de l'industrialisation de l'A&D car, comme pour toutes les industries, il est nécessaire d'aborder le sujet de façon cognitive ; quel poids peut-on en effet donner à chaque axe de recherche sans vision globale ? C'est cette vision globale de l'instrumentation pour l'assainissement et démantèlement que ce mémoire s'est efforcé de donner, d'une industrie nouvelle qui n'en est encore qu'à son essor.

Ainsi, si l'engagement dans le domaine du numérique a démontré son efficacité dans l'industrie manufacturière, il est encore difficile d'affirmer que c'est la voie la plus directe pour l'industrialisation de l'A&D.

L'industrie de l'A&D est un objet singulier dans une galaxie d'industries dont la majorité a déjà connu plusieurs révolutions dont la dernière est l'engagement dans l'industrie 4.0.

Références

[1] ASN, «Guide de l'ASN n°6 : Mise à l'arrêt définitif, démantèlement et déclassement des INB en France,» 16 juillet 2015. [En ligne]. Available: http://professionnels.asn.fr/Les-Guides-de-l-ASN/Guide-de-l-ASN-n-6-Mise-a-l-arret-definitif-demantelement-et-declassement-des-INB-en-France. [Accès le 10 juin 2016].

[2] P. LECOCQ, «Démantèlement et déconstruction des centrales nucléaires, la stratégie d'EDF,» 1999. [En ligne]. Available: http://www.annales.org/re/1999/re04-14-1999/024-034%20Lecoq.pdf. [Accès le juillet 2016].

[3] M. TALLEC et J.-P. KUS, «Démantèlement des installations nucléaires,» *Techniques de l'ingénieur,* vol. TIB457DUO, 2010.

[4] J.-B. TEHVENON, L. LOPEZ, C. CHABAL et e. al., «Using simulation for intervention design in radiating environment: first evaluation of NARVEOS,» Paris, 2009.

[5] C. CHABAL, R. PROIETTI, J.-F. MANTE et e. al., «Virtual Reality Technologies: a Way to Verify Dismantling Operations : First application case in a highly radioactive cell,» chez *ACHI, Digital World*, Le Gosier, 2011.

[6] OTND, «Advanced dismantling techniques aplied in an indsutrial project for the dismantling of highly activated equipement from the french former reprocessing plant UP1,» PHOENIX, 2015.

[7] P. GIRONES, «Perspective d'une solution intégrée pour une maîtrise d'ouvrage. In : Inventaire radiologique, caractérisation et échantillonnage en amont et en aval des opérations de démantèlement,» chez *Inventaire radiologique, caractérisation et échantillonnage en amont et en aval des opérations de démantèlement*, Paris, 2012.

[8] P. GIRONES, L. BOISSET et C. DUCROS, «First report from an advanced radiological inventory for a spent fuel reprocessing plant,» chez *SFEN, Decommissioning Challenges*, Avignon, 2013.

[9] G. Schuh, «Collaboration Moves Productivity To The Next Level,» 2014.

[10] P. DEVAUX, «Procédé d'optimisation de la gestion des déchets issus d'un programme d'assainissement et de démantèlement d'une installation notamment nucléaire». France Brevet FR 2936611 (A1), 02 avril 2010.

[11] L. PANTERA, «The tracking system CARAIBES: Control of the constraints required by the repository operator for the storage surface and time,» Paris, 2009.

[12] M. BUTEZ, C. ICARD, S. VILAREL et D. LEBRUN, «CEA's Radioactive Waste Management Optimization,» chez *WM2011*, Phoenix, USA, 2011.

[13] R. PHELIZON et S. ROUHIER, «Alignement stratégique du système d'information,» Cigref, Paris, 2002.

[14] M. LARAIA, Nuclear decomminssioning Planning, exuction and international experience, Elsevier, 2012.

[15] M. SOLDAINI et M. DELUGE, «PHENIX plant decommissioning project,» chez *Technical meeting on decommissioning of fast reactors after sodium draining. Working material*, Cadarache, France, 2009.

[16] J. GUIDEZ et B. BONIN, Réacteurs nucléaires à caloporteur sodium, CEA Saclay: Groupe Moniteur, 2014.

[17] D. C. M. Initiative, «Metadata Innovation,» aout 2016. [En ligne]. Available: http://dublincore.org/. [Accès le aout 2016].

[18] B. BACHIMONT, Engagement sémantique et engagement ontologique : conception et réalisation d'ontologies en Ingénierie des connaissances, Eyrolles, 2000.

[19] E. GIROND, «Mémoire CNAM : Contribution à la définition d'un système expert pour les inspecteurs de l'IRSN,» CNAM, Paris,

2008.

[20] J. VENARA, M. BEN MOSBAH et C. MAHE, «Radiological Characterization Methods Specifically Applied to the Preparation of the Dismantling of PHENIX Fast Reactor,» chez *ASME 2013 15th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management. American Society of Mechanical Engineers*, 2013.

[21] M. NOUCHER, Cartographies participatives, Paris: Armand Colin, 2013.

[22] B. PETITFRERE, «Elaboration d'un scénario de démantèlement,» CNAM, Montpellier, 2008.

[23] J.-C. PLANTIN, La cartographie de la radiation après Fuushima. Un cas d'individualisme réflexif sur le Web, Paris: Arnaud Colin, 2013.

[24] JCIV, «Japan Radiation Map,» 2016. [En ligne]. Available: http://jciv.iidj.net/map/.

[25] P. GIRONES, C. DUCROS et C. LEGOALLER, «Methodology for Determining the Radiological Status of a Process: Application to Decommissioning of a Fuel Reprocessing Plant,» chez *The ASME Foundation*, Three Park Avenue, New York, NY 10016-5990 (United States), 2006.

[26] C. Martin et F. Guarnieri, «DEMANTELEMENT DES CENTRALES NUCLEAIRES : LE ROLE DU SOUS-TRAITANT DANS LE PROCESSUS DE DECISION,» Centre de recherche sur les risques et les crises Mines Paris Tech, Sophia Antipolis, 2013.

[27] P. GIRONES, «Développement d'un système de mesure destiné à l'analyse non destructive d'élément d'installation nucléaire de base en vue de leur démantèlement ou de leur déclassement,» CNAM, Lyon, 1995.

[28] P. GIRONES et al., «Underwater Radiological Characterization of a Reactor Vessel,» chez *ICEM'05*, Glasgow (UK), 2005.

[29] F. Lamadie, P. Gironès, C. Le Goaller et C. Mahé, «Recent Achievements for In-situ Measurement: Applications to an Actual,» chez *WM'07*, Tuscon, 2007.

[30] D. ARRIUMERES, «Mémoire d'ingénieur CNAM, Analyse de méthodes et élaboration d'une méthodologie de traitement des données pour l'estimation des quantités de matières fissiles dans le cadre des opérations de reprise de déchets anciens,» CNAM, Montpellier, 2013.

[31] R. Eimecke et S. Anthoni, «Ensemble de mesures et d'etude de la contamination des circuits (EMECC),» 7th International Conference on Radiation Shielding, Bournemouth, Great Britain, September 12 to 16, 1988.

[32] P. BESLU, Corrosion des circuits primaires dans les réacteurs à eau sous pression, EDP sciences, 2014.

[33] ESARDA, «European Safeguards Research & Development Association,» 2015. [En ligne]. Available: https://esarda.jrc.ec.europa.eu/. [Accès le 12 juin 2016].

[34] M. CHIRON et al., «THE USE OF THREE DEDICATED NUCLEAR MEASUREMENT TOOLS FOR D & D OPERATIONS IN NUCLEAR FACILITIES,» [En ligne]. Available: http://www.canberra.com/literature/waste_special_systems/tech_papers/3dedinuctools-paper.pdf. [Accès le 2 décembre 2014].

[35] CANBERRA, «In Situ Object Counting Systems (ISOCS),» Canberra, [En ligne]. Available: http://www.canberra.com/products/insitu_systems/isocs.asp. [Accès le 2 12 2014].

[36] R. VENKATARAMAN, F. BRONSON et V. ABASHKEVICH, «Validation of in situ object counting system (ISOCS) mathematical efficiency calibration software,» *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment,* vol. 422, n° %10168-9002, pp. 450-454, 1999.

[37] L. LUNEVILLE, H. TOUBON et M. HUVER, «Gamma spectroscopy modelization Intecomparaison of the modélisation results using two différents codes (MCNP, and Pascalys-Mercure)),» chez *ICONE 9*, Nice, 2001.

[38] C. SUTEAU, «MERCURE 6.3 Rapport technique Interne, centre de Saclay,» CEA, Paris, Saclay, 2002.

[39] B. CLEMENT, «Analyse de données pour la physique - Probabilités et statistiques,» Université Joseph Fourier, Grenoble, 2012.

[40] M. MALCOM et M. C. B, «Urand, A Universal Random Number Generator,» Computer Science Department, School of humanities And Sciences, Stanford University, 1973.

[41] D. KNUTH, Art of Computer Programming, Volume 2: Seminumerical Algorithms, vol. 2nd. ed. vol. 2, Boston: The Art of Computer Programming, 1997.

[42] P. GIRONES, «Evaluation de la quantité d'uranium retenue dans un échangeur de l'usine GBI,» CEA, Cadarache, 1998.

[43] NEA, «JEFF-3.1.1 evaluated data library,» 10 mars 2016. [En ligne]. Available: https://www.oecd-nea.org/dbforms/data/eva/evatapes/jeff_31/index-JEFF3.1.1.html. [Accès le 20 mars 2016].

[44] P. PLANTIER, «Etude de performances et de méthodologie pour la mesure par spectrométrie gamma d'actinides dans le démantèlement a mis en évidence la capacité des détecteurs de type CdZnTe pour le traitement de spectres gamma d'actinides,» Clermond Ferrand, 2005.

[45] P. Fougères et al., «CdTe and Cd1-xZnxTe for Nuclear Detectors: Fact and Fiction,» *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment,,* vol. 428, n° %10168-9002, pp. 38-44, 1999.

[46] F. Vermeersch et 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, August 31 to September 4, 1998.

[47] J. Breismeister, «MCNP-A general Monte Carlo N-transport Code (Version 4B),» Los Alamos National Laboratory Manual, La-12625-M, Los Alamos, 1997.

[48] r. Eimecke et S. Anthoni, «Ensemble de mesures et d'étude de la contamination des circuits (EMECC),» 7th International Conference on Radiation Shielding, Bournemouth, Great Britain, September 12 to 16, 1988.

[49] B. BIGOT, Dictionnaire des sciences et techniques nucléaires, Nice: Omniscience, 2008.

[50] C. Le GOALLER, «Nuclear Measurement for Decommissioning,» chez *ATSR*, Grande Motte, 2002.

[51] J.-P. PONPON, Détecteurs à semi conducteur Principes et matériaux pour la détection et l'imagerie des rayonnements nucléaires, Paris: Ellipses, 2007.

[52] P. GIRONES, «Dispositif de caractérisation radiologique protégé contre des sources de rayonnement ionisant parasite». France Brevet WO 2010103071, 17 09 2010.

[53] SCK CEN, «Dose Assessment and ALARA calculations with the VISIPLAN 3D ALARA planning tool,» SCK CEN, 2016. [En ligne]. Available: http://visiplan.be/en/Visiplan/Methodology. [Accès le 2016].

[54] G. Lefort, L. Hayet et F. Regnaud, «Problems of dismantling, treating and analysing highly irradiated fuel elements,» chez *GENERAL STUDIES OF NUCLEAR REACTORS*, AIEA, Vienne, 1976.

[55] A. JOUAN, «Démantèlement et décontamination de l'installation prototype de vitrification Piver,» Commission des

communautés européennes, 1991.

[56] J. H. HUBBELL, «Photon cross sections attenuation coefficients and energy Absorpotion coefficients From 10 KeV to 100 GeV,» 1969.

[57] P. GIRONES, «Véhicule d'inspection téléguidé pour la localisation et la mesure d'activité de sources radioactives». france Brevet 2925702, 26 juin 2009.

[58] C. Ducros, G. Hauser, N. Mahjoubi, P. Girones, L. Boisset, A. Sorin, E. Jonquet, J. M. Falciola et A. Benhamou, «A Tracked Robot for Sampling and Radiological Characterization in the Nuclear Field,» *Field Robotics,* n° %110.1002/rob.21650, 2016.

[59] N. Mahjoubi, C. Ducros, P. Girones et L. Boisset, «Robotic trio The French CEA gives an overview of its experience in the robotic inspection of facilities under decommissioning,» *NUCLEAR ENGINEERING INTERNATIONAL,* pp. 15-19, Novembre 2015.

[60] NCSP, «US Département of enregy Nuclear Criticality Safety Program,» 1998. [En ligne]. Available: http://ncsp.llnl.gov/. [Accès le 12 2014].

[61] ASN, «La Règle Fondamentale de Sûreté : "R.F.S. "Criticité",» ASN, Paris, 1984.

[62] T. DOUGLAS REILLY, PANDA, Addendum, Nondestructive Assay of Holdup, Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 2007.

[63] IAEA, Safeguards Techniques and Equipement: 2011 Edition, Vienne: IAEA, 2011.

[64] H. Menlove, M. Krick, D. Langner, M. Miller et J. Stewart, «Advances in passive neutron instruments for safeguards use,» chez *International symposium on nuclear material safeguards*, Vienna, 1994.

[65] D. Henzlova, J. Marlow, H. Menlove, C. Rael et M. Swinhoe, «Neutron Data Collection and Analysis Techniques Comparison for Safeguards,» IAEA, Vienna, 2014.

[66] J. SHIMIZU, K. YAMAYA, M. SUZUKI et e. al., «Development of glovebox unattended assay and monitoring system for JNFL MOX Fuel Fabrication Plant,» chez *The 26th annual meeting of INMM*, Japanese, 2005.

[67] A. Mulligan et R. Sharpe, «Assay of PCM Crates and Drums using the BIL Solutions Ltd. Imaging DISPIM System,» Tucson, 2006.

[68] R. Carchon et a. al, «Gamma radiation detectors for safeguards applications,» *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers,* vol. 579, n° %11, pp. 380-383, 2007.

[69] V. Ivanov, J. Mintcheva, A. Berlozov et A. Lebrun, «Performance Evaluation of New Generation CdZnTe Detectors for Safeguards Applications,» chez *Symposium on International Safeguards*, Vienna, 2014.

[70] D. Vo et P. SEO, «Testing the Ortec's Isotopic and Eberline's Snap software for Uranium waste,» chez *25th Annual Symposium on Safeguards and Nuclear Material management*, Norra Latin, 2003.

[71] R. DEWBERRY, «Benchmarking Ortec ISOTOPIC Measurements and Calculations,» Savannah River National Lab, 2008.

[72] S. DOGNY, «Feedback from the operation of the ISOCS in support to the plutonium facility decommissioning project at the MARCOULE UP1 reprocessing plant (France) and possible gain for new projects with new CANBERRA systems,» n° %1978-1-4244-5207-1, 2009.

[73] F. LAMADIE, F. DELMAS, C. MAHA, P. GIRONES, C. LE GOALLER et J. COSTES, «Remote alpha imaging in nuclear installations: new results and prospects,» *IEEE Transactions on Nuclear Science,* vol. 52, n° %16, pp. 3035-3039, 2005.

[74] F. LAMADIE, «Étude et qualification d'un prototype de caméra pour la localisation à distance des radioéléments émetteurs de particule alpha,» CNAM, Paris, 2005.

[75] o. Gal et a. al., «Development of a portable gamma camera with coded aperture,» *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment,* vol. 563, n° %11, pp. 233-237, 2006.

[76] M. Gmar et e. al, «Development of coded-aperture imaging with a compact gamma camera,» *IEEE Transactions on Nuclear Science,* vol. 51, n° %14, pp. 1682-1687, 2004.

[77] F. LAMADIE, C. BRENNEIS, P. GIRONES et S. BARRAS, «Dispositif limitant l'apparition d'artéfacts de décodage pour gamma à masque codé». France Brevet FR0550986, 26 octobre 2005.

[78] P. Russo et D. Vo, «GAMMA-RAY DETECTORS FOR NONDESTRUCTIVE ANALYSIS,» chez *Passive Nondestructive Assay Manual - PANDA*, Los Alamos, USA, Nuclear Regulatory Commission, 2007, pp. Addendum 1-42.

[79] M.-M. Bé et a. al., Monographie BIPM-5, Sèvres: Buureau International des Poids et Mesures, 2013.

[80] Laboratoire National Henri Becquerel, «Recommended data,» LNHB, 24 juin 2013. [En ligne]. Available: http://www.nucleide.org/DDEP_WG/DDEPdata.htm. [Accès le 10 mars 2016].

[81] T. Sampson, «Plutonium Isotopic Composition by Gamma-Ray Spectroscopy,» 2006. [En ligne]. Available: http://www.lanl.gov/orgs/n/n1/panda/00326403.pdf. [Accès le 12 juin 2016].

[82] R. GUNNINK, «MGA (Multi-Group Analysis): A gamma-ray spectrum analysis code for determining plutonium isotopic abundances,» *UCRL-LR,* vol. 1.

[83] P. GIRONES, «Dispositif de suivi de matière nucléaire placé dans une boite à gants». France Brevet WO 2011161057 (A1), 23 12 2011.

[84] A. SIMON, «Determination of Actinide Isotopic Composition: Performances of the IGA Code on Plutonium Spectra According to the Experimental Setup,» vol. 58, n° %12, 2011.

[85] R. ARLT, M. APARO et H. BOECK, «Spectrum catalogue of gamma spectra taken with CdTe and CdZnTe detectors,» vol. 458, n° %11-2, 2001.

[86] C. SANDRINI, «Etude d'une méthode et des moyens de caractérisation radiologique in situ pour l'évaluation de la dosimétrie prévisionnelle pour l'usine de fabrication des combustibles MOX,» CNAM, Paris, 2012.

[87] J. GUERSEN et a. al., «Intérêt des gants radio-atténuateurs : une évaluation expérimentale,» *Radioprotection en radiologie interventionnelle :,* vol. 46, n° %13, pp. 387-397, 2011.

[88] D. VO et P. Russo, «PC/FRAM plutonium isotopic analysis of CdTe gamma-ray spectra,» *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment,* vol. 486, n° %13, pp. 813-824, 2001.

[89] I. ESPAGNON, A. C. Simon, L. F. et a. M. C., «sIGAle, a new code for automatically determining radionuclide activities using CdZnTe spectrometry,» *Advancements in Nuclear Instrumentation Measurement Methods and their Applications,* n° %1978-1-4244-5208-8, pp. 1-7, 2009.

[90] T. Vigineix, *Exploitation des spectres gamma par méthodes non paramétrique et indépendante d'a priori formulés par l'opérateur,* Clermont Ferrand, 2011.

[91] J. Sullivan, M. W. Rawool-Sullivan et T. Wenz, «LaCl3(Ce) and LaBr3(Ce) gamma-ray spectra with various plutonium isotopic and uranium enrichment standards,» *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry,* vol. 276, n° %13, pp. 699-705, 2008.

[92] J. MOREL, «La méthode d'évaluation des quantités de plutnium par sepctroémtru gamma appliquée aux mesures de retention au contrôle de déchets à la surveillance du démantèlement des installations,» CEA, 1987.

[93] A. GODOT, «Détermination par spectrométrie gamma de la teneur en plutonium et en américium de produist issus de séparation Pu/Amapplication aux bains de sels,» CMAN, Paris, 2005.

[94] N. SAUREL, «HDR : Conception et réalisation de systèmes de contrôle non destructif par mesure du rayonnement nucléaire et métrologie associée pour la quantification des radionucléides contaminant les déchets et les procédés de l'industrie nucléaire,» Grenoble, 2013.

[95] F. LAMADIE, C. BRENNEIS, P. GIRONES et S. BARRAS, «Dispositif limitant l'apparition d'artéfacts de décodage pour gamma caméra à masque codé». France Brevet WO2006111678, 14 04 2005.

[96] GIRONES, «Methodology for determining the radiological status of a process: Application to decommissioning of fission product storage tanks,» Athènes, 2006.

[97] F. JALLU, A. RENELEAU, P. SOYER et e. al., «ismantling and decommissioning: The interest of passive neutron measurement to control and characterise radioactive wastes containing uranium,» *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms,* vol. 271, pp. 48-54, 2012.

[98] Y. DESNOYERS et P. DE MOURA, «Characterization of a Deep Radiological Contamination: Integration of Geostatistical Processing and Historical Data,» chez *4th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management*, 2011.

[99] A. LYOUSSI, Mesure nucléaire non destructive dans le cycle du combustible, Paris: Techniques Ingénieur, 2005.

[100] J. CHABERT, Contrôle-commande des usines de retraitement. Instrumentation, Paris: Techniques Ingénieur, 2002.

[101] ANDRA, «Cigéo,» ANDRA, 12 juillet 2012. [En ligne]. Available: http://www.cigeo.com/. [Accès le 10 juin 2016].

[102] F. Jallu et al, «The use of non-destructive passive neutron measurement methods in dismantling and radioactive waste characterization,» *Methods and their Applications,* pp. 1-8, 2011.

[103] M. Huver, «La mesure des déchets de faible et très faible activité,» *RGN,* pp. 36-40, Septembre-Octobre 1997.

[104] A. ESKINEN, P. FICHET, M. SIITARI-KAUPPI et al., «Digital autoradiography (DA) in quantification of trace level beta emitters on concrete,» *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry,* vol. 298, n° %11, pp. 153-161, 2013.

[105] P. Girones et P.-G. Allinéi, «Measurements of Spatial Distribution of Contamination on Concrete Surfaces and Buildup of Dust for the Improvement of Scenarios for Material Release,» European Commission, Bruxelles, 1995.

[106] K. RYBACEK, P. JACOB et R. MECKBACH, «In Situ Determination of Deposited Radionuclide Activities: Improved Method Using Derived Depth Distributions From the Measured Photon Spectra,» *Health physics,* vol. 62, n° %16, pp. 519-528, 1992.

[107] V. Potapov, «Development of Portable Beta Spectrometer for Sr-90 Activity Measurements in Field Conditions and Its Application in Rehabilit,» chez *WM'06 Conference*, Tuscon, 2006.

[108] N. I. 11929:20, *Détermination des limites caractéristiques (seuil de décision, limite de détection et extrémités de l'intervalle de confiance) pour mesurages de rayonnements ionisants — Principes fondamentaux et applications,* ISO, 2010.

[109] G. Schmid, D. Beckedahl, J. Blair, A. Friensehner et J. Kammeraad, «HPGe Compton suppression using pulse shape analysis,» *Nuclear Instruments & Methods in Physics Research,* vol. A442, pp. 368-372, 1999.

[110] N. Ö. ETINER, K. ÜNLÜ et J. S. BRENIZER, «Compton suppression system at Penn State Radiation Science and Engineering Center,» *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry,* vol. 276, n° %13, pp. 615-621, 2008.

[111] C. E. Crouthamel, F. Adams et R. Dams, Applied Gamma-Ray Spectrometry, Elsevier, 2013.

[112] N. Wogman, R. D.E. et R. Perkins, «A large detector, anticoincidence shielded multidimensional gamma-ray spectrometer,» *Nuclear Instruments & Methods,* vol. 50, pp. 1-10, 1967.

[113] J. Girard, R. Samana, P. Carlos, B. P. Maier et G. Perrin, «Spectrométre de paires et anti-Compton,» *Revue de Physique Appliquée,* vol. 4, pp. 261-262, 1969.

[114] A. Berlizov, «MCNP-CP — A Correlated Particle Radiation Source Extension of a General Purpose Monte Carlo N-Particle Transport Code, Applied Modeling and Computations in Nuclear Science,» *American Chemical Society,* p. 183, 2006.

[115] A. LYOUSSI, «Non destructive nuclear measurements for control and characterization purpose,» 2002.

[116] J. Chabert, Contrôle-commande des usines de retraitement. Instrumentation, Saint-Denis: Techniques de l'ingénieur, 1997.

[117] F. Issa, «Carbure de silicium Détecteurs de neutrons Détecteurs de rayonnement Implantation d'ions Ions -- Implantation Pn junction SRIM simulations Semiconducteurs -- Jonctions,» Marseille, 2015.

[118] C. Deyglun et al., «Passive and active correlation techniques for the detection of nuclear materials,» chez *international conference on Advancements in Nuclear Instrumentation Measurement Methods and their Applications*, Marseille, 2014.

[119] Z. Qiushi, «Progress in the Development of CdZnTe Unipolar Detectors forDifferent Anode Geometries and Data Corrections,» *Sensors,* pp. 2447-2474, 2013.

[120] ANDRA, «Agence nationale de la recherche,» 2014. [En ligne]. Available: http://www.agence-nationale-recherche.fr/fileadmin/aap/2014/selection/andra-selection-2014.pdf. [Accès le 12 juin 2016].

[121] M. Benabdesselam et al., «Performance of Ge-Doped Optical Fiber as a Thermoluminescent Dosimeter,» *IEEE Transactions on Nuclear Science, Institute of Electrical and Electronics Engineers,* vol. 60, n° %16, pp. 4251-4256, 2013.

[122] M. Benabdesselam et al., «Performance of Ge-doped Optical Fiber as a Thermoluminescent Dosimeter,» chez *IEEE NUCLEAR AND SPACE RADIATION EFFECTS CONFERENCE NSREC*, San Francisco, 2013.

[123] S. Dhombres et al., «Study of a Thermal Annealing Approach for Very High Total Dose Environments,» *IEEE Transactions on Nuclear Science,* vol. 61, n° %16, pp. 2923-2929, 2014.

[124] R. Coulon, «Spectrométrie gamma haute résolution et hauts taux de comptage sur primaire de réacteur de type génération 4 au sodium liquide,» Université de CAEN, CAEN, 2010.

[125] P. PIN, E. BARAT, T. DAUTREMER et al., «ADONIS, high count-rate HP-Ge γ spectrometry algorithm: Irradiated fuel assembly measurement,» *AAdvancements in Nuclear Instrumentation Measurement Methods and their Applications (ANIMMA),* pp. 1-5, 2011.

[126] Oreka solutions, «DEMplus,» 2016. [En ligne]. [Accès le 2016].

[127] M. Hermann, T. Pentek et B. and Otto, «Design Principles for Industrie 4.0 Scenarios,» chez *Hawaii International Conference on System Sciences (HICSS)*, Koloa, 2016.

[128] A. Ghiban, P. Girones et al., «L'usine du ftur au service de l'assainissement et du démantèlement,» *RGN,* juillet-août 2016.

[129] E. G. STASSINOPOULOS et J. P. RAYMOND, «The space radiation environment for electronics,» *Proceedings of the IEEE,* vol. 76, n° %111, pp. 123-1442, 1988.

[130] J.-P. Laumond, La robotique : une récidive d'Héphaïstos, Paris: Collège de France, 2012.

[131] R. Parasuraman, K. Kershaw et M. & Ferre, «Experimental investigation of radio signal propagation in scientific facilities for telerobotic applications,» *International Journal of Advanced Robotic Systems,* 2013.

[132] L. Bruzzone, «Review article: locomotion systems for ground mobile robots in unstructured environments,» 2012.

[133] J. Seyssaud et P. Girones, «An humanoid robot for inspections and cleaning tasks in nuclear glove box,» Hal CEA, 2016.

[134] M. Hörger, «Real-Time Stabilisation for Hexapod Robots,» chez *Experimental Robotics*, Springer Tracts in Advanced Robotics, 2013, pp. 729-744.

[135] H. Inyong, «Development of open humanoid plaforme DARwIn-OP,» 2011.

[136] C. Orlowski, «DARPA Robotics Challenge (DRC),» DARPA, june 2015. [En ligne]. Available: http://www.darpa.mil/program/darpa-robotics-challenge. [Accès le 2016].

[137] C. Mariet, «Microsystèmes pour l'analyse des radioéléments,» *Spectra analyse,* vol. 296, pp. 41-46, janvier-février 2014.

[138] G. Benony et D. Pouyat, «Note interne, Application de la spectrométrie de la fluorescence X raies L à dispersion d'énergie et réflecteur de Bragg, à l'analyse des actinides en solution,» CEA, MArcoule, 2008.

[139] S. Dubos et al., «A CdTe-based spectro-imager development for nuclear applications,» *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment,* vol. 787, n° %11, pp. 302-307, 2015.

[140] robotics rethink, «Baxter with intera 3,» Rethink Robotics, 2016. [En ligne]. Available: http://www.rethinkrobotics.com/baxter/. [Accès le 14 juillet 2016].

[141] E. Guizzo et E. Ackerman, «How rethink robotics built its new baxter robot worker,» IEEE Spectrum, 2012. [En ligne]. Available: http://spectrum.ieee.org/robotics/industrial-robots/rethink-robotics-baxter-robot-factory-worker. [Accès le 12 juillet 2016].

[142] M. J. Cieślak, K. A. Gamage et R. Glover, «Coded-aperture imaging systems: Past, present and future development,» *Radiation Measurements,* vol. 92, n° %1ISSN 1350-4487, pp. 59-71, 2016.

[143] G. EL-GHAZALY, M. GOUTTEFARDE et V. CREUZE, «Adaptive terminal sliding mode control of a redundantly-actuated cable-driven parallel manipulator: cogiro,» *pringer International Publishing,* pp. 179-200, 2015.

[144] C. LE GOALLER, P. GIRONES, C. MAHE et F. LAMADIE, «Combining Innovative Measurement techniques for Radiological Characterization of process Equipment,» Glasgow, Great Britain, 2005.

[145] F. DACQUAIT, F. NGUYEN et H. MARTEAU, «Simulations of corrosion product transfer with the PACTOLE V3.2 code,» Berlin, 2008.

[146] D. RELLY, «Passive Nondestructive Assay Manual - PANDA,» 03 1991. [En ligne]. Available: http://www.lanl.gov/orgs/n/n1/panda/. [Accès le décembre 2014].

[147] T. K. LI, E. HAKKILA, S. F. Kloesterbuer et al., «Evaluation and developpement pan of NRTA measurement methods for the Rokkasho reprocessing plant,» chez *36. annual meeting of the Institute for Nuclear Materials Management*, PALM DESERT, 1995.