



Spectrométrie gamma haute résolution et hauts taux de comptage sur primaire de réacteur de type génération 4 au sodium liquide

Romain Coulon

► To cite this version:

Romain Coulon. Spectrométrie gamma haute résolution et hauts taux de comptage sur primaire de réacteur de type génération 4 au sodium liquide. Instrumentations et Détecteurs [physics.ins-det]. Université de Caen, 2010. Français. NNT : 2010CAEN2040 . tel-00564868

HAL Id: tel-00564868

<https://theses.hal.science/tel-00564868>

Submitted on 10 Feb 2011

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.

THESE

Présentée par

M. Romain Coulon

Et soutenue

Le 10 novembre 2010

En vue de l'obtention du

DOCTORAT de l'UNIVERSITE de CAEN

Spécialité : Génie des procédés

Arrêté du 07 août 2006

**Thèse préparée au Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies
Alternatives**

Laboratoire Capteurs et Architectures Electroniques

**TITRE : Spectrométrie gamma haute résolution et hauts taux de comptage
sur primaire de réacteur de type génération 4 au sodium liquide**

MEMBRES du JURY

Mme Elsa Merle Lucotte	Professeur des Universités	PHELMA	Président
M. Gilles Ban	Professeur des Universités	ENSICAEN	Directeur
M. Patrick Chauchepart	Ingénieur HDR	AREVA	Rapporteur
M. Abdallah Lyoussi	Professeur HDR	INSTN	Rapporteur
M. Jean-Claude Steckmeyer	Directeur de Recherche	CNRS	Examineur
M. Stephane Normand	Ingénieur HDR	CEA	Encadrant

Remerciements

Je tiens tout d'abord à exprimer mes remerciements aux membres du jury qui ont accepté d'évaluer mon travail de thèse.

Merci à Mme Elsa Merle Lucotte, professeur de l'école PHELMA, qui a présidé le jury, à M. Jean-Claude Steckmeyer, directeur du LPC de Caen, qui a été examinateur, à M. Patrick Chauchepnat ingénieur AREVA et à M. Habdhalla Lyoussi professeur INSTN qui ont été les rapporteurs de cette thèse.

Je tiens à exprimer un remerciement particulier à M. Stéphane Normand chef du laboratoire Capteurs et Architectures Électroniques pour avoir proposé ce sujet de thèse passionnant, pour la qualité de son encadrement et pour son soutien permanent durant ces trois années.

Je remercie M. Gilles Ban, professeur de l'ENSICAEN, qui a dirigé cette thèse et a assuré la qualité du suivi des travaux.

J'adresse mes remerciements à la Direction de la Recherche Technologique et à la Direction des Applications Militaires du CEA pour avoir financé la thèse.

Je remercie M. Laurent Disdier chef du Département Capteurs Signal et Information (CEA DRT) qui m'a accueilli dans son unité. Je remercie également M. Nicolas Saurel, Chef du Laboratoire Mesures Déchets et Expertise (CEA DAM), pour avoir assuré un suivi attentif des travaux et sans lequel je n'aurais pas découvert le métier de la mesure nucléaire.

J'adresse aussi mes remerciements aux partenaires de la centrale Phénix pour leur investissement dans le bon déroulement des essais.

Je remercie M. Didier Dall'Ava, directeur de la centrale, ainsi que MM. Jean-André Joly et Alfredo Vasile pour avoir soutenu l'essai de spectrométrie gamma. Je remercie une nouvelle fois M. Patrick Chauchepnat et adresse vivement mes remerciements à MM. Henri-Pierre Brau, Vincent Dumarcher, Jean-Louis Portier, Jean-Philippe

Jeannot et Patrick Barret pour leur accueil et leur implication dans la réalisation de cet essai scientifique.

Je remercie l'équipe AREVA NP basée sur la centrale et notamment MM. Jean-François Dirat, Jérôme Molliex et Vincent Ramirez pour leur accueil et pour la qualité de leurs travaux.

Je tiens à exprimer ma profonde gratitude à l'ensemble de mes collègues du CEA Saclay.

Je remercie mon ancien stagiaire M. Maugan Michel pour son implication et sa contribution en termes d'études de simulation.

Merci à MM. Loic Barbot, Thierry Domenech et Karim Boudergui pour leur aide précieuse dans la mise en place de l'essai sur le réacteur Phénix.

Je remercie MM. Jean-Michel Bourbotte et Patrick Jousset pour leur participation à la réalisation du dispositif expérimental.

Merci à MM. Frédéric Carrel, Hassen Hamrita, Eric Barat, Thomas Dautremer, Vladimir Kondrasovs et surtout à M. Thierry Montagu pour leur aide formatrice sur le traitement du signal, la mesure de spectrométrie gamma et la technologie ADONIS.

Merci à MM. Nicolas Huhot, Jean-Christophe Trama et tous les membres du SERMA qui m'ont conseillé sur la réalisation des simulations Monte-Carlo en transport de particules.

Merci à MM. Gilles Barouche et Simon Ravaux pour leurs discussions sur le suivi des produits d'activation au sein des caloporteurs primaires.

Je remercie une nouvelle fois MM. Stephane Normand, Gilles Ban, Loic Barbot, Henri-Pierre Brau, Frédéric Carrel, Maugan Michel, Hassen Harmita, Thierry Domenech ainsi que Mme Anne-Marie Frelin Labalme, M. Matthieu Hamel, M. Guenole Corre, Mme Julie Harmand et M. Licino Rocha pour leurs critiques et la qualité de leurs relectures. Merci à tous les membres du LCAE que je n'ai pas cités, aux stagiaires de passage, ainsi qu'aux membres du LCD pour leur accueil et leur bonne humeur.

Enfin, je remercie mes parents pour leur soutien.

Table des matières

Remerciements	3
Table des matières	7
Table des figures	11
Liste des tableaux	15
Glossaire	17
 I Introduction	 21
 II Contexte et étude théorique	 25
 1 Les réacteurs de Génération IV et l'instrumentation associée	 27
1.1 Introduction	27
1.2 Les réacteurs de quatrième génération	28
1.2.1 Un défi mondial	28
1.2.2 Les filières de génération IV	29
1.3 La filière RNR-Na	36
1.3.1 Histoire de la filière	36
1.3.2 Le prototype RNR-Na Phénix	38
1.4 L'instrumentation associée	43
1.4.1 Le suivi de puissance	43
1.4.2 La détection de ruptures de gaine	48
1.5 Conclusion	50
 2 La chaîne de spectrométrie ADONIS	 51
2.1 Introduction	51
2.2 La spectrométrie gamma	52
2.2.1 Aspects physiques	52
2.2.2 Aspects métrologiques	53
2.2.3 Mise en œuvre	54

2.3	Le traitement du signal de spectrométrie	60
2.3.1	Le filtre linéaire adapté	60
2.3.2	Les hauts taux de comptage	62
2.3.3	Les activités variables	64
2.4	Le concept ADONIS	65
2.4.1	Le modèle d'état	65
2.4.2	Le filtre de Kalman	69
2.4.3	Le lisseur de Kalman bimodal	70
2.5	Performances du système	74
2.6	Conclusion	78
3	Faisabilité du suivi de puissance	81
3.1	Introduction	81
3.2	L'état de l'art	82
3.3	Modélisation de l'activation neutronique	84
3.3.1	La distribution en énergie	86
3.3.2	L'évolution temporelle	90
3.3.3	La distribution spatiale	90
3.4	Modélisation de l'accumulation	99
3.5	La chimie des produits d'activation	101
3.6	Conclusion	102
III	Validation expérimentale	105
4	L'essai de spectrométrie gamma	107
4.1	Introduction	107
4.2	Le déploiement de l'essai sur Phénix	108
4.2.1	Le circuit de purification du sodium	108
4.2.2	Le bloc de Détection des Neutrons Différés Global	112
4.2.3	Les essais alternatifs	114
4.3	Le matériel	117
4.3.1	Les détecteurs	117
4.3.2	L'électronique	119
4.4	L'optimisation de la mesure	122
4.4.1	Le château de plomb	123
4.4.2	Le carottage	124
4.5	Approche liée à la sûreté	125
4.5.1	Les démarches administratives	125
4.5.2	La radioprotection	125
4.5.3	La manutention du matériel	126
4.5.4	La protection anti-feu	126
4.5.5	Le passage des câbles	126
4.5.6	Le risque électrique	126

4.5.7	Le risque sismique	127
4.5.8	L'intégrité du système DND/G	128
4.6	Conclusion	131
5	Simulation de l'essai et premières mesures associées	133
5.1	Introduction	133
5.2	Le transit du sodium	134
5.3	Le transport des particules	140
5.3.1	La simulation du flux photonique incident	141
5.3.2	Calcul de la distribution en impulsion	148
5.4	Les premières mesures	155
5.5	Conclusion	160
IV	Résultats	163
6	Analyse des signaux	165
6.1	Introduction	165
6.2	Les mesures de la centrale Phénix	166
6.2.1	La plateforme SARA	166
6.2.2	Le code Bilther V2.0 pour la mesure précise de la puissance	168
6.2.3	Détermination des points de référence	173
6.3	Le filtrage des signaux gamma ADONIS	176
6.3.1	Le filtrage en énergie	176
6.3.2	Le filtrage temporel	180
6.3.3	Observations et extraction des informations	181
6.4	Conclusion	187
7	Interprétation des résultats et perspectives	189
7.1	Introduction	189
7.2	Influence des paramètres de fonctionnement du réacteur	190
7.2.1	La puissance thermique	190
7.2.2	L'effet de cumul	192
7.2.3	Le débit primaire	194
7.2.4	La température	195
7.2.5	L'irradiation du combustible	198
7.2.6	Répartition radiale et axiale	199
7.3	Mesurabilité et erreurs stochastiques	202
7.3.1	Cas de la mesure de l'azote 16 sur REP	202
7.3.2	Cas des RNR-Na	202
7.4	Bilan et perspectives	207
7.4.1	Bilan	207
7.4.2	Remarque sur l'influence de l'évolution du débit primaire	211
7.4.3	Remarque sur l'influence de l'évolution isotopique du combustible	212

7.4.4	Remarque sur la problématique de détection et de suivi des ruptures de gaine	215
7.5	Conclusion	218
V	Conclusion	221
VI	Annexes	229
A	Calcul des surfaces équivalent sodium	231
B	Modèle d'activation	233
B.1	Modèle à vitesse, température, et flux constant	234
B.2	Modèle à fonction sinusoïdale du flux, vitesse et densité constantes	235
B.3	Modèle numérique de l'activation	236
B.4	Comparaison des résultats	236
C	Simulation Tripoli4 du cœur Phénix	239
D	Valeurs numériques aux points de référence	243
E	Méthode de correction des biais induits par l'évolution isotopique du combustible	245
	Bibliographie	249
	Liste des publications	261

Table des figures

1.1	Scénario de l'évolution du bouquet énergétique (source IEA).	28
1.2	Planning des réacteurs nucléaires (source SFEN).	29
1.3	Schéma de principe du RTHT (extrait de [US. 2009]).	32
1.4	Schéma de principe du RSF (extrait de [Heuer 2010]).	33
1.5	Schéma de principe du RESC (extrait de [US. 2009]).	34
1.6	Vue aérienne du réacteur expérimental EBR-I (extrait de [Schroer 1976]).	36
1.7	Vue terrestre du prototype pré-industriel Superphénix (Photo CEA).	37
1.8	Vue artistique de la centrale Phénix (extrait de [Sauvage 2003]).	40
1.9	Vue aérienne de la centrale Phénix (Photo : CEA).	40
1.10	Schéma de la cuve primaire du réacteur Phénix (extrait de [Sauvage 2003]).	45
1.11	Cascade de fonctionnement des chaînes neutroniques de pilotage (source Phénix).	46
1.12	Evolution du signal des chambres sous cuve (extrait de [Gauthier 1987b]).	47
2.1	Estimations de la densité spectrale de puissance du bruit en absence de signaux photoniques (extrait de [Barat 2002]).	66
2.2	Illustration du principe de construction de la variable d'occupation du système ADONIS.	74
2.3	FWHM du pic à 59 keV de l' ^{241}Am vs. taux de comptage total.	76
2.4	Stabilité métrologique à hauts taux de comptage (Source de référence ^{60}Co et source parasite ^{137}Cs).	76
2.5	Evolution du temps mort en fonction du taux de comptage total.	77
3.1	Schéma de principe de l'activation neutronique du sodium primaire.	84
3.2	Spectres de Watt de l'uranium 235 (paramètres 1,04 et 2,29) et du plutonium 239 (paramètres 1,02 et 2,50).	87
3.3	Flux relatif de neutrons rapides (gamme d'énergie allant de 10,2 à 19,6 MeV en fonction du taux de combustion pour un REP-1300 simulé (APOLLO2) en milieu infini à 3800 MWth (extrait de [Lokov 2007]).	88
3.4	Spectres neutroniques de type REP UO_2 3,7 % à 99 groupes (source CEA).	88
3.5	Spectre neutronique de Phénix à 33 groupes en énergie (source CEA).	89
3.6	Section efficace d'activation du sodium 23 (source [NEA/OECD 2004]).	89

3.7	Profil axial simplifié des taux de fission (simulation TRIPOLI4).	91
3.8	Profil radial simplifié des taux de fission (simulation TRIPOLI4).	92
3.9	Profil radiaux simulés du flux, de la densité atomique et de la vitesse du sodium.	93
3.10	Simulation des profils axiaux du flux neutronique, de la vitesse et de la densité du sodium primaire dans le cœur réacteur.	95
3.11	Profil axiaux simulés des concentrations en produits d'activation dans la zone fissile du cœur réacteur.	96
3.12	Profil axiaux simulés des concentrations du ^{20}F dans les différentes zones du cœur.	97
3.13	Section efficace de la réaction $^{23}\text{Na}(n,\alpha)^{20}\text{F}$.	98
3.14	Simulation de l'effet d'accumulation.	100
3.15	Evolution de l'activité des produits d'activation dans un échantillon de sodium primaire en fonction du temps de transit.	103
4.1	Schéma de principe du circuit PS [Sogei 2004].	110
4.2	Photographie du local PS1412 (document CEA).	110
4.3	CAO du local PS1412 (MCNP/MORITZ).	111
4.4	Photographie du hall réacteur de Phénix (extrait de [Philippon 2009]).	111
4.5	Schéma de principe du prélèvement de sodium du système DND/G.	113
4.6	Vue en coupe du bloc DND/G (MCNP/vised).	114
4.7	Plan fonctionnel de la DRG/LRG argon (extrait de [Carrillo 2006]).	115
4.8	Schéma de principe des préamplificateurs de type « résistif » et « reset ».	118
4.9	Photographie du système Cryo-Cycle.	119
4.10	Photographie du détecteur LaBr3:Ce.	119
4.11	Photographie de la baie de mesure installée dans le local PS1609 de la centrale Phénix.	120
4.12	Vue CAO du système final (MCNP/vised).	122
4.13	Mise en place du château de plomb sur la diode HPGe.	123
4.14	Photographie du trou de collimation et de la diode HPGe.	124
4.15	Photographie du dispositif capoté.	127
4.16	Configuration des mesures de détection de ruptures de gaine (MCNP/vised).	129
4.17	Bruit de fond des compteurs ^3He (extrait de [Jeannot 2005]).	130
4.18	Estimation enveloppe de l'impact relatif du carottage sur le bruit de fond des compteurs ^3He .	130
5.1	Décomposition des réponses impulsionnelles en diffusion dans le collecteur chaud de Phénix.	135
5.2	Réponse impulsionnelle de l'écoulement des produits d'activation dans le collecteur chaud.	137
5.3	Vue CAO de l'échantillon de sodium primaire (MCNP/Moritz).	142
5.4	Zones d'importance de la simulation Monte-Carlo du système DND/G.	144
5.5	Efficacités volumiques des différentes parties de l'échantillon de sodium pour les photons de 2,754 MeV.	145

5.6	Visualisation de l'effet de diffusion des photons dans le blindage (MCNP/Moritz).	145
5.7	Flux de photons gamma incident décomposé pour les énergies 0,440 MeV, 1,275 MeV, 1,369 MeV, 1,634 MeV, 2,754 MeV.	146
5.8	Flux de photons gamma incident total sur la diode HPGe.	147
5.9	Radiographie X de la diode HPGe utilisée pour l'essai sur la centrale Phénix.	149
5.10	Vue CAO de la diode HPGe (CAO TRIPOLI4).	149
5.11	Spectre expérimental et spectres simulés de la mesure en laboratoire de la source ^{152}Eu (extrait de [Michel 2009]).	150
5.12	Erreurs relatives entre les signaux simulés et les signaux mesurés ($k=3$) (extrait de [Michel 2009]).	150
5.13	Tirage angulaire de la source surfacique associée au pot de retour.	151
5.14	Diffusions des photons gamma dans le château de plomb (MCNP/Moritz).	152
5.15	Simulation du signal de spectrométrie γ pour une puissance de 350 MWth.	154
5.16	Premières observations du signal ^{20}F	157
5.17	Spectre simulé et spectre expérimental de l'essai à 350 MWth.	158
5.18	Comparaison des aires nettes des pics d'absorption totale normalisées par rapport au pic à 2,754 MeV (spectre simulé et spectre expérimental).	158
6.1	Baies électriques SARA (Photo CEA).	166
6.2	Synoptique du bilan thermique eau-vapeur (extrait de [Brau 2010]).	170
6.3	Montée en puissance du 25 mai 2009.	174
6.4	Mesures enregistrées le 25 mai 2009 sur le réacteur Phénix.	175
6.5	Intensité du signal net en fonction du paramètre f_1 pour un bruit représentant 10 % du signal.	177
6.6	Détermination expérimentale du paramètre d'élargissement f_1	177
6.7	Détermination expérimentale du paramètre d'élargissement f_2	179
6.8	Mesures du réacteur Phénix et signaux ADONIS aux points de référence.	183
6.9	Spectres gamma obtenus aux différents points de référence.	184
6.10	Rapport des signaux gamma sur la puissance thermique aux différents points de référence.	185
6.11	Estimation par régression linéaire du taux d'accumulation du sodium 24.	186
7.1	Puissance neutronique mesurée par l'instrumentation neutronique et par la mesure de l'azote 16 sur le réacteur EDF Cattenom lors d'une montée en puissance (extrait de [Barouch 2006]).	191
7.2	Puissance thermique résiduelle simulée pour le REP Tricastin I (extrait de [Papin 1981b]).	192
7.3	Evolution du rapport d'activité relative en fonction de la vitesse du sodium.	196
7.4	Reconstruction tomographique de la concentration en ^{16}N par simulation thermohydraulique (à gauche) et par mesure tomographique (à droite) (extrait de [Barouch 2006]).	200
7.5	Spectre gamma de l'azote 16 mesuré sur le réacteur EDF Cattenom (extrait de [Barouch 2006]).	202
7.6	Estimation de la réponse de spectrométrie gamma en conditions optimisées.	204

7.7	Précisions statistiques atteignables en conditions optimisées en fonction du temps d'intégration de la mesure.	205
7.8	Dynamique de fonctionnement mesurable en conditions optimisées en fonction du temps d'intégration de la mesure (estimation enveloppe basée sur les conditions de bruit de fond de l'essai sur Phénix).	206
7.9	Estimation des temps de réponse nécessaires pour détecter un biais de réponse induit par une évolution du débit primaire.	211
7.10	Distribution énergétique des taux de réaction $^{23}\text{Na}(n,p)^{23}\text{Ne}$ et $^{23}\text{Na}(n,\alpha)^{20}\text{F}$	213
7.11	Estimation du temps de réponse nécessaire à la quantification d'une évolution de la composition isotopique du combustible par rapport aux concentrations de référence.	214
7.12	Schéma de principe d'un système de détection de ruptures de gaine et de suivi de puissance par spectrométrie gamma à hauts taux de comptage.	220
C.1	Coupes de la géométrie simplifiée du cœur de Phénix	241

Liste des tableaux

1.1	Les prototypes de RNR	39
2.1	Apports du système ADONIS pour la spectrométrie gamma	78
3.1	Activation neutronique du sodium primaire	83
3.2	Informations techniques sur les différentes zones du cœur Phénix (données de [Jallade 1988](combustible neuf))	93
3.3	Concentrations primaires (atomes.cm ⁻³) évaluées en sortie de cœur réacteur pour une puissance de 350 MWth	96
3.4	Les concentrations cumulées en sortie de cœur réacteur à 350 MWth . . .	99
3.5	Comparaison des caractéristiques des produits d'activation en vue de la mesure en suivi de la puissance neutronique	103
5.1	Estimation des taux de survie lors du transit dans le collecteur chaud . .	137
5.2	Estimation de l'activité des produits d'activation dans les pots de sodium du système DND/G à 350 MWth	139
5.3	Estimation des taux de comptage nets des signaux et du bruit de fond associé à 350 MWth pour une durée de comptage de 20 minutes	154
5.4	Interprétation des erreurs entre les valeurs simulées et expérimentales normalisées au pic à 2,754 MeV	159
7.1	Caractéristiques des chaînes de suivi de puissance des réacteurs REP et RNR-Na à puissance intermédiaire. Le <i>burn-up</i> est un paramètre fixe, la température et le débit du sodium primaire sont des paramètres variables.	209
7.2	Caractéristiques des chaînes de suivi de puissance des réacteurs REP et RNR-Na en condition de puissance nominale. La température et le débit du sodium primaire sont des paramètres fixes, le <i>burn-up</i> est un paramètre variable.	210
7.3	Estimation de l'évolution des taux de réaction en fonction de l'enrichissement en ²³⁹ Pu.	212
7.4	Principaux produits de fission potentiellement mesurables par spectrométrie gamma à hauts taux de comptage et à faible temps de refroidissement.	217

B.1	Concentrations primaires (atomes.cm ⁻³) évaluées en sortie de cœur réacteur pour une puissance de 350 MWth. (évaluation de sections efficaces JEFF3.1.1)	236
C.1	Taux de réactions statiques et taux de fissions dans les différents milieux du cœur du réacteur de Phénix	240
D.1	Les valeurs de référence	244

Glossaire

ADONIS *Algorithmic Development framewOrk for Nuclear Instrumentation and Spectrometry*. 40, 44–46, 53, 58, 59, 62, 67–69, 72, 101, 102, 107–112, 114, 146, 147, 149, 150, 159, 169, 170, 175, 176, 196, 197, 199, 212, 216, 217

ADS *Accelerator Driven System*. 28, 29

ASN *Autorité de Sûreté Nucléaire*. 32

AURN *Arrêt d’Urgence par Réactivité Négative*. 35, 160

BLR *BaseLine Restorer*. 57

CANDU *CANada Deuterium Uranium*. 31

CAO *Conception Assistée par Ordinateur*. 116, 135, 142

CEA *Commissariat à l’Energie Atomique et aux Energies Alternatives*. 15, 16, 32, 76, 80, 101, 128, 142, 150

DND/G *Détection de Neutrons Différés Globale*. 42, 102–104, 106, 116, 118–120, 122, 127, 128, 132, 154

DND/I *Détection de Neutrons Différés Intégrée*. 43, 209

DOE *U.S. Department of Energy*. 23

DRG *Détection des Ruptures de Gaine*. 42, 52, 53, 56, 109

DSA *Desktop Spectrum Analyzer (CANBERRA)*. 113, 114

DSP *Digital Signal Processing*. 15, 54

EDF *Électricité De France*. 32, 76, 119, 120, 162, 165, 185, 188

FWHM *Full Width at Half Maximum*. 52, 69

GV *Générateur de Vapeur*. 38, 150, 162

HNO *Heures Non Ouvrables*. 119

HPGe *HyperPure Germanium*. 46, 51, 54, 64, 66, 96, 109, 111, 112, 117, 118, 127, 134, 135, 142, 154, 196, 197

IAEA *International Atomic Energy Agency*. 23

INPRO *International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles*. 23

ITER *International Thermonuclear Experimental Reactor*. 23

LIST *Laboratoire d'Intégration des Systèmes et des Technologies*. 15, 76

LRG *Localisation des Ruptures de Gaine*. 42

LTC *Life-Time Corrector*. 57, 68

MCNP *Monte-Carlo N-Particle transport code (U.S. LANL)*. 122, 134, 135, 142, 143

MCNPX *Monte-Carlo N-Particle eXtended transport code (U.S. LANL)*. 134

MYRRHA *Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications*. 28

ONU *Organisation des Nations unies*. 31

PING *Plateforme Instrumentation Nouvelle Génération*. 15

PN *Puissance Nominale*. 38

PS *Purification du Sodium*. 102, 104, 112

PUR *Pile-Up Rejection*. 57, 58, 68

REB *Réacteur à Eau Bouillante*. 27, 31

REP *Réacteur à Eau Pressurisée*. 27, 31, 37, 75, 76, 80, 96, 97, 162, 163, 183, 186–188, 192, 193, 197, 201, 212, 217

RESC *Réacteur à Eau SuperCritique*. 24, 27, 29

RIF *Réponse Impulsionnelle Finie*. 54, 56

RII *Réponse Impulsionnelle Infinie*. 59

RNR-G *Réacteur à Neutrons Rapides refroidi au gaz*. 23, 24, 29

RNR-Na *Réacteur à Neutrons Rapides refroidi au sodium*. 16, 23, 24, 28–32, 36–38, 40, 41, 44–46, 48, 73, 75, 76, 78, 80, 86, 96, 154, 183, 187, 196, 197, 201, 212

RNR-Pb *Réacteur à Neutrons Rapides refroidi au plomb*. 23, 24

RSB *Rapport Signal à Bruit*. 54, 64

RSF *Réacteur à Sels Fondus*. 24, 26, 29

RTHT *Réacteur à Très Hautes Températures*. 24, 25, 29

SARA *Système d’Acquisition RAPide*. 160

SERMA *Service d’Études des Réacteurs et de Mathématiques Appliquées*. 80, 142

SFEN *Société Française d’Energie Nucléaire*. 22

SPR *Service de Protection contre les Rayonnements (CEA)*. 119, 120

TRIPOLI *TRIdimensionel POLYcinétique (code CEA)*. 84, 142, 143

Première partie

Introduction

La Thèse « *Spectrométrie gamma à haut taux de comptage et haute résolution sur primaire de réacteurs de type génération 4 refroidis au sodium liquide* » porte sur l'étude de l'apport industriel d'une nouvelle instrumentation en développement depuis de nombreuses années au CEA LIST pour la spectrométrie gamma.

A partir des années 90, les électroniques numériques ont fait leur apparition dans le domaine de l'instrumentation nucléaire. Ces systèmes appelés DSP « *Digital Signal Processing* » sont de plus en plus rapides et performants. Leur rapidité permet de numériser le signal avec un minimum de perte d'information assurant un filtrage avancé des signaux. Les premiers travaux sur le système ADONIS « *Algorithmic Development framework for Nuclear Instrumentation and Spectrometry* » ont porté sur la conception d'un filtrage numérique innovant pour la spectrométrie gamma. Le système ADONIS présente une rupture technologique complète pour le traitement du signal en spectrométrie gamma offrant de nouvelles possibilités pour l'industrie et la recherche nucléaire dans le domaine des très hauts taux de comptage et la métrologie du temps actif [Barat 2006].

Dix années plus tard, ADONIS est toujours en développement, incorporant les dernières avancées en électronique nucléaire comme la plateforme PING « *Plateforme d'Instrumentation Nouvelle Génération* » et de nouvelles méthodes d'analyse de spectres gamma [Normand 2009, Barat 2009].

Dans un programme de relance de l'industrie électronucléaire, le développement de nouvelles générations de réacteurs nucléaires devra répondre aux besoins en termes de production, de développement durable, d'écologie, de sûreté et de non prolifération [US. 2009, IAEA 2006]. Un travail important d'innovation doit donc être apporté, et notamment dans le domaine de l'instrumentation de contrôle et de surveillance de ces futurs réacteurs, dits de génération 4.

C'est dans ce cadre que l'autonomie, la stabilité métrologique, les hautes résolutions et les hauts taux de comptage d'une chaîne de type ADONIS permettront l'amélioration des systèmes existants et l'étude de nouvelles méthodes innovantes de contrôle et de surveillance des réacteurs de génération IV. La filière de réacteurs à neu-

trons rapides refroidis au sodium (RNR-Na) est particulièrement prometteuse. Possédant un large retour d'expérience, cette filière permet l'atteinte de haut rendement thermodynamique et la mise en œuvre de la régénération du combustible en cycle $^{238}\text{U}/^{239}\text{Pu}$ couplée au retraitement et à la transmutation des actinides mineurs en cycle fermé.

La thèse consiste en une étude de faisabilité de la spectrométrie gamma à haut taux de comptage et à haute résolution en vue d'améliorer la surveillance et le contrôle de cette filière de réacteur. La nouveauté de ces travaux nous a contraint à une étude théorique détaillée de la formation de la radioactivité gamma au sein du caloporteur sodium afin de dégager des axes d'innovation potentiellement accessibles par la spectrométrie gamma. Ces axes d'amélioration ont pu être validés expérimentalement sur prototype RNR-Na Phénix basé sur le site CEA de Marcoule et disponible pour la réalisation d'essais scientifiques. En effet, la centrale est entrée dans une phase de fin de production en mai 2009 et a été définitivement arrêtée en janvier 2010. L'essai de spectrométrie gamma du sodium primaire avec le système ADONIS a été inséré dans le programme d'« essais ultimes » de la centrale et a permis de réaliser une première validation de ces travaux de thèse [Vasile 2010, Martin 2009].

Dans ce manuscrit, nous exposerons d'abord l'intérêt des réacteurs de génération IV pour la production d'énergie électrique puis nous détaillerons la technologie des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium liquide et les instruments nucléaires actuellement utilisés pour cette filière. Le concept de la spectrométrie gamma ADONIS est ensuite présenté afin de dégager les opportunités qu'elle présente pour la filière sodium. L'activation neutronique du sodium primaire est également modélisée afin d'étudier la faisabilité des méthodes proposées concernant le suivi de la puissance du réacteur et la détection des ruptures de gaines combustibles par spectrométrie gamma. Une description détaillée de la mise en place des essais sur le réacteur Phénix est réalisée. La méthodologie de la mesure de la puissance par bilan enthalpique ainsi que l'analyse des signaux de spectrométrie gamma enregistrés à Phénix est décrite. Nous concluons sur les performances de suivi de puissance et de détection des ruptures de gaines par spectrométrie gamma à hauts taux de comptage ainsi que sur les pistes d'amélioration envisagées pour ces problématiques et les perspectives associées.

Deuxième partie

Contexte et étude théorique

Chapitre 1

Les réacteurs de Génération IV et l'instrumentation associée

1.1 Introduction

Dans cette partie, la stratégie générale et le calendrier de l'industrie électronucléaire pour le XXI^{ème} siècle sont brièvement présentés. Nous verrons pourquoi la filière des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium est prometteuse par rapport aux nouveaux enjeux sociétaux portant sur les besoins énergétiques et environnementaux. Puis nous présenterons un état de l'art de l'instrumentation utilisée pour cette filière et plus spécifiquement nous étudierons l'opportunité de mettre en œuvre la spectrométrie gamma à des taux de comptage élevés et fortement variables dans le temps pour ce type de réacteur électrogène.

1.2 Les réacteurs de quatrième génération

1.2.1 Un défi mondial

La question énergétique est un enjeu majeur pour le siècle à venir. Il est effectivement nécessaire de trouver des solutions cohérentes répondant à la fois à l'augmentation du besoin (croissance de la population mondiale et développement industriel des pays émergents), à la pénurie programmée des ressources naturelles (pétrole, gaz, uranium...) et à la nécessité de réduire les émissions de gaz polluants [Capus 2007]. L'évolution prévisionnelle de l'offre énergétique présentée sur la figure 1.1 montre que les énergies d'origine nucléaire, les énergies issues de la biomasse et de l'ensemble des énergies renouvelables devront être développées au maximum afin de répondre aux besoins de demain [Mandil 2000].

L'énergie nucléaire a permis à la France, malgré son accès limité aux autres ressources énergétiques, d'assurer son indépendance en termes d'énergie électrique. Il est important de noter qu'elle assure également plus de 100000 emplois et une expertise de pointe reconnue mondialement (donnée SFEN).

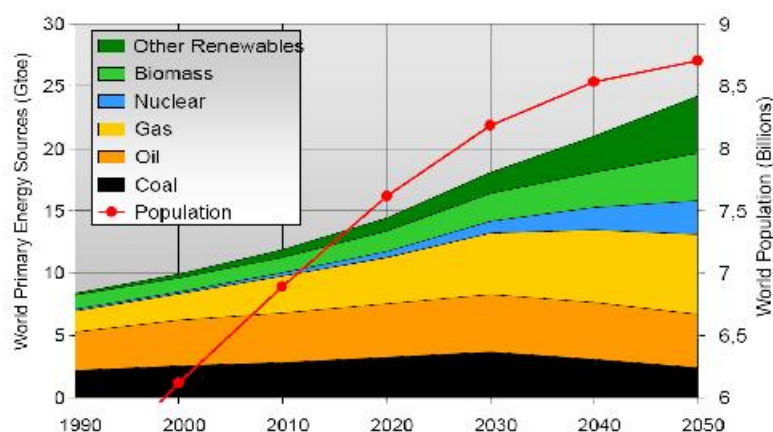


FIGURE 1.1: Scénario de l'évolution du bouquet énergétique (source IEA).

Face aux défis énergétiques et écologiques, le choix d'une relance ou d'un abandon de l'énergie électronucléaire est décidé à l'échelle nationale. Néanmoins, les orienta-

tions technologiques des réacteurs nucléaires du futur sont concertées également sur le plan international. Dans le but de coordonner mondialement le développement durable et la non-prolifération de matières fissiles militaires, ces initiatives sont concrétisées par le projet INPRO de l'IAEA et le forum génération IV initié par le DOE (*US Department Of Energy*) [IAEA 2006, US. 2009].

Le forum génération IV avec ses 13 pays membres est le projet le plus actif permettant de définir six concepts de réacteurs. Dans le planning prévisionnel (cf. figure 1.2), ces filières de réacteurs remplaceront les réacteurs de génération 2, 3 et 3+ à partir de 2040 et serviront de transition dans l'attente des technologies de réacteurs à fusion thermonucléaire (Projet ITER).

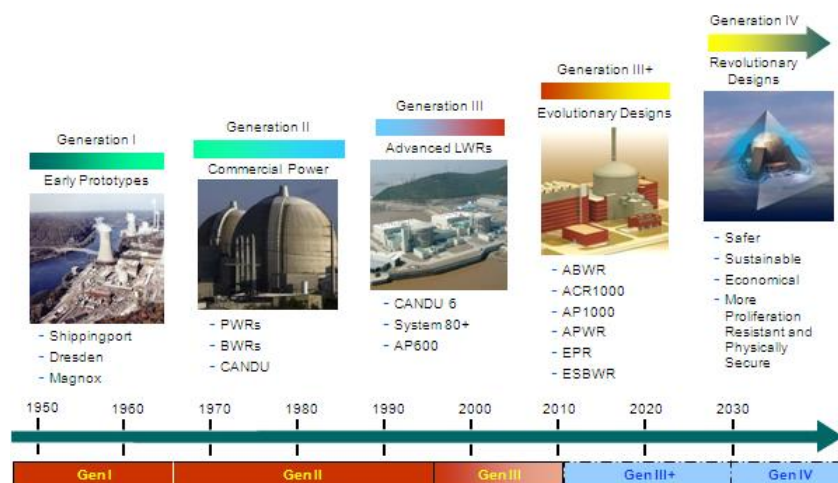


FIGURE 1.2: Planning des réacteurs nucléaires (source SFEN).

1.2.2 Les filières de génération IV

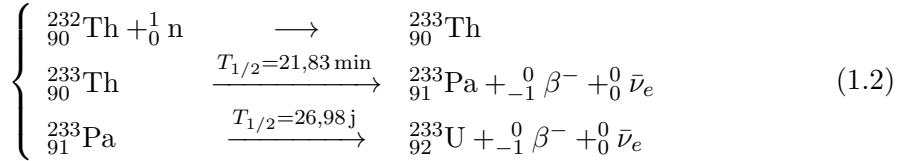
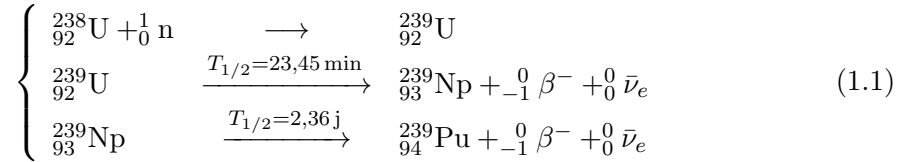
Les 6 filières retenues au sein du forum Génération IV sont :

- les Réacteurs à Neutrons Rapides refroidis au sodium (RNR-Na),
- les Réacteurs à Neutrons Rapides refroidis au gaz (RNR-G),
- les Réacteurs à Neutrons Rapides refroidis au plomb (RNR-Pb),

- les Réacteurs à Très Hautes Températures (RTHT),
- les Réacteurs à Sels Fondus (RSF),
- les Réacteurs à Eau Super Critique (RESC).

a Les filières rapides

Parmi ces six filières, quatre réacteurs utilisent un spectre de neutrons rapides dont l'intérêt réside principalement dans la préservation des ressources naturelles. Une configuration rapide est caractérisée par l'absence de modérateur et d'un caloporteur faiblement thermalisant. Parmi les quatre filières de RNR, deux utilisent des métaux liquides, la filière à caloporteur plomb (RNR-Pb) et la filière à caloporteur sodium (RNR-Na) ; la troisième utilise un caloporteur gazeux, l'hélium (RNR-G) et la quatrième un sel fondu (RSF). Les neutrons rapides autorisent le fonctionnement en surgénérateur en cycle $^{238}\text{U}/^{239}\text{Pu}$ ou en cycle $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ afin de produire plus de combustible que ce qui est consommé au sein du réacteur. L'enchaînement des réactions nucléaires relatif aux deux cycles sont présentées sur les systèmes 1.1 et 1.2. Ce mode de fonctionnement assurera une utilisation pérenne du minerai sur plusieurs centaines d'année ainsi que l'indépendance de la France pour cette ressource en raison des stocks important d'uranium appauvri disponible sur le territoire.



Les RNR présentent des avantages indéniables sur le plan écologique. En plus de l'absence de production de gaz polluants, inhérente à tous les types de centrale électronucléaire, les neutrons rapides favorisent également la transmutation des actinides mineurs (neptunium, américium et curium) en produits de fission. Ces radioéléments sont les plus contraignants pour la gestion des déchets nucléaires en raison de leur forte

radiotoxicité sur une échelle de vie longue¹. Dans l'optique d'exploiter cette particularité, des procédés de séparation chimique et des technologies de recyclage du combustible sont étudiés afin d'arriver à terme au fonctionnement de celui-ci en cycle fermé. Le cycle fermé intègre dans la fabrication du combustible des actinides issus du retraitement des combustibles usagés et permet ainsi de les éliminer par transmutation dans les RNR en voie homogène ou hétérogène². Contrairement au cycle ouvert où l'ensemble du combustible est traité comme un déchet (cas des États-Unis), le cycle fermé permet en plus du retraitement (mis en œuvre en France) de réduire la production de déchets radioactifs.

Tout en permettant la préservation du minerai d'uranium, cette filière est également une solution pour la non-prolifération de la matière nucléaire à usage militaire. Les stocks de ^{239}Pu peuvent être parfaitement contrôlés en maîtrisant les taux de surgénération et en intégrant le retraitement du combustible dans un programme aval en cycle fermé. La présence de ^{238}Pu et de ^{240}Pu fissionnant spontanément et la radioactivité des actinides mineurs ainsi intégrés dans le combustible rend très difficile le détournement de la matière pour un usage militaire [Boullis 2007].

b La filière à très haute température

Les Réacteurs à Très Haute Température (RTHT) sont des réacteurs thermiques refroidis à l'hélium. Ils ont la particularité d'utiliser un combustible en forme de particules enrobées de graphite pour modérer les neutrons. Ce type de réacteur a peu d'intérêt pour la production d'électricité mais offre des opportunités pour la production de chaleur industrielle. Ils sont particulièrement adaptés au couplage des procédés qui utilisent de grandes quantités de chaleur, tels que le dessalement de l'eau de mer, la récupération des pétroles lourds et la production d'hydrogène. En effet, les procédés de dessalement de l'eau de mer ont besoin de chaleur. Le couplage au RTHT apportera une réponse à l'aridité de certaines régions et au manque d'eau potable [Henthorne 2009].

¹À titre d'exemple, le temps de demi-vie du ^{241}Am est de 432 ans.

²Les actinides issus du retraitement des combustibles usagés sont placés dans des assemblages de couverture en voie hétérogène ou mélangés au combustible neuf en voie homogène.

Enfin, la coproduction d'électricité et d'hydrogène est le défi majeur de cette filière pour l'usage de la pile à combustible notamment dans le parc automobile du futur (voir le schéma de couplage de la figure 1.3). Deux familles de procédés existent, les procédés électrolytiques (électrolyseur à haute température) et les procédés électrochimiques (réactions endothermiques comme le cycle iode-soufre) [Bastien 2004].

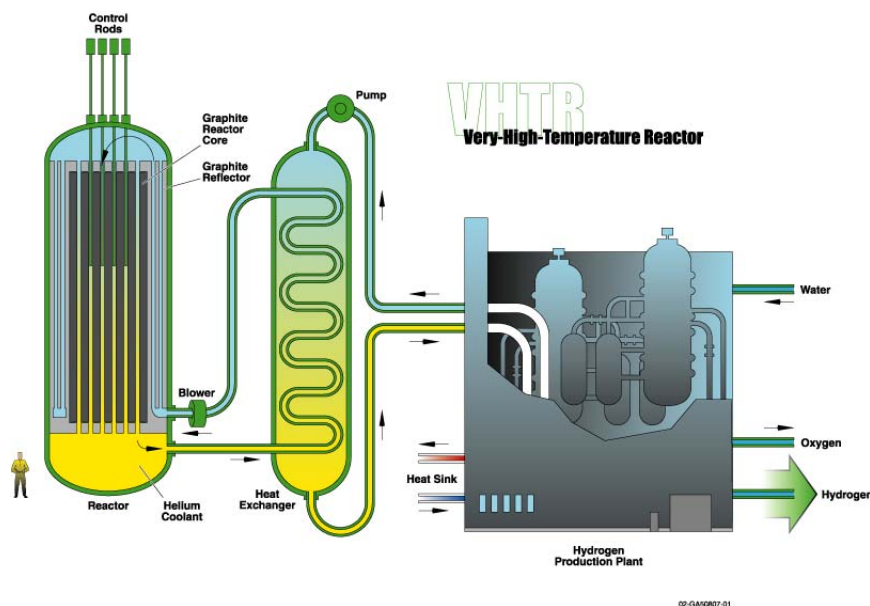


FIGURE 1.3: Schéma de principe du RTHT (extrait de [US. 2009]).

c La filière à Sels fondus

Les Réacteurs à Sels Fondus (RSF) utiliseront un sel de fluorure à la fois comme combustible et comme caloporteur. Ainsi le traitement et le recyclage en ligne du combustible est envisageable avec cette technologie. Actuellement les RSF sont étudiés pour fonctionner avec un spectre de neutrons rapides [Heuer 2010, Merle-Lucotte 2009, Renault 2009]. Comme le montre le schéma de la figure 1.4, le cœur est composé de couvertures fertiles disposées radialement et de réflecteurs neutroniques placés axialement. Une partie du combustible circule en dehors du cœur dans les pompes et des échangeurs. L'élément fissile de cette filière est l'uranium 233 régénéré par un cycle Ura-

nium/Thorium³.

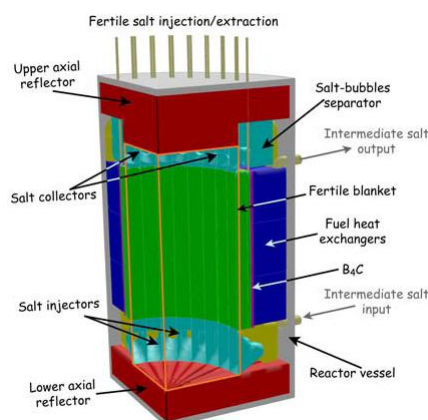


FIGURE 1.4: Schéma de principe du RSF (extrait de [Heuer 2010]).

d La filière à eau supercritique

Les Réacteurs à Eau SuperCritique (RESC) dont la conception est proche des réacteurs REP et REB seront refroidis par de l'eau supercritique afin d'obtenir un rendement intéressant avec une température de l'eau en sortie de cœur à 550 °C (cf. figure 1.5). Cette filière est envisagée dans une configuration thermique mais une version rapide est également étudiée (associée à un cycle fermé avec recyclage intégral du combustible).

e Les réacteurs pilotés par accélérateur (ADS)

Cette technologie de production de neutrons rapides a la particularité d'être sous-critique, les neutrons nécessaires à la divergence étant produits par spallation de protons de haute énergie sur les noyaux de plomb du caloporteur (eutectique plomb-bismuth). Un accélérateur de protons est donc associé au réacteur. L'objectif de cette filière, développée en marge des projets de génération IV, n'est pas la production d'électricité et l'obtention de haut niveau de puissance mais plus spécifiquement la transmutation des actinides mineurs avec un rendement de transmutation potentiellement plus

³Ce cycle est déjà mis en œuvre dans les réacteurs à eau lourde indiens.

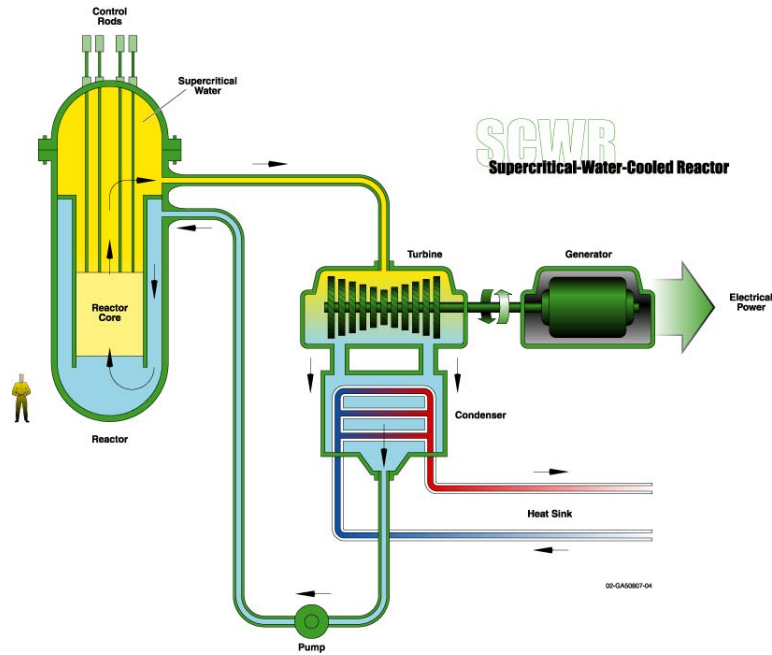


FIGURE 1.5: Schéma de principe du RESC (extrait de [US. 2009]).

élevé que les RNR électrogènes.

Le projet européen MYRRHA vise à la création d'un prototype d'ADS dans le but de démontrer le principe de transmutation/séparation pour le retraitement des déchets nucléaires [Abderrahim 2010, Carré 2009].

f Limites intrinsèques de ces filières

Parmi les 6 filières présentées, seule la filière RNR-Na sera accessible dans un avenir proche pour un développement industriel. La filière n'a pas de verrous technologiques mais nous devons noter qu'il reste deux particularités posédant une marge d'amélioration : La diminution du coefficient de vide positif du caloporteur sodium et la gestion du risque de réaction sodium/eau. Nous citons ci-dessous quelques exemples de verrous technologiques restant à lever pour les autres filières :

- Le caloporteur plomb ou plomb-bismuth est utilisé à puissance modérée (dans les réacteurs ADS, dans le futur prototype russe SVBR-100 de 100 MWe et utilisé

dans certains sous-marins russes). Le comportement du plomb reste incertain pour atteindre un niveau de températures, et donc de puissance, plus élevé [Carré 2007].

- Il est à noter que le RTHT héritera des réacteurs à hautes températures RHT déjà existants. Toutefois, les hautes températures en technologie gaz nécessitent l'étude de nouveaux matériaux résistant aux hautes températures pour les RTHT ainsi qu'un combustible innovant pour les RNR-G [Garnier 2007, Pelletier 2007].
- Les verrous technologiques des RSF concernent les matériaux, et la redéfinition du référentiel sûreté pour cette filière [Delpech 2009].
- La stabilité neutronique d'un RESC n'ayant toujours pas été démontrée, la réalisation d'un tel réacteur est encore hypothétique [Carré 2007].

La stratégie française vise principalement au développement de la filière RNR-Na (projet ASTRID à l'horizon 2020-2025) mais aussi au RTHT (programme ANTARES) et au RNR-G [Ballot 2007]. En raison de l'avance de la filière RNR-Na ainsi que de la possibilité de réaliser un essai sur le prototype Phénix, les travaux de cette thèse sont orientés sur la filière sodium. La partie suivante présente plus en détail cette filière.

1.3 La filière RNR-Na

1.3.1 Histoire de la filière

Le premier RNR-Na d'une puissance de 200 MWe, nommé EBR-I est présenté sur la figure 1.6. Il a été construit au États-Unis en 1951 pour remplacer le premier RNR Clementine fonctionnant au mercure, soit seulement neuf ans après la toute première pile atomique. La technologie des RNR-Na est donc ancienne, EBR-1 ayant été le premier réacteur au monde à générer de l'énergie électrique. Initié par le projet de recherche militaire (projet Manhattan), l'objectif premier était la validation du principe d'Enrico Fermi de surgénération du combustible [Fermi 1955]. Dans le contexte de l'après guerre, les RNR-Na ont été principalement développés aux États-Unis (EBR-1, EBR-2, FERMI-1) et en Russie (BR-2, BR-5, BOR-60). Pendant ce temps la France et l'Angleterre s'équipaient de leur premier prototype respectivement RAPSODIE et DFR (Dounreay). Ces réacteurs de faible puissance ont constitué une première validation de la technologie malgré l'apparition de quelques accidents. En effet, la fusion partielle du cœur du réacteur EBR-1 est survenue le 29 novembre 1955 et celle de FERMI-1 le 5 octobre 1966.



FIGURE 1.6: Vue aérienne du réacteur expérimental EBR-I (extrait de [Schroer 1976]).

Après la mort de Staline et la fin du maccartisme, l'AIEA est créée en 1956 par l'ONU afin de promouvoir le nucléaire civil et de limiter le nucléaire militaire. Après la crise des missiles cubains de 1962, une détente lors de la guerre froide est observée et l'arrêt de la menace nucléaire directe est décidée (« téléphone rouge » et traité de Moscou). Finalement, le traité sur la non-prolifération des armes nucléaires est signé en 1968 par un grand nombre de pays dont l'application est garantie par l'AIEA. La technologie RNR-Na étant jugée potentiellement proliférante, l'industrie électronucléaire s'est alors tournée vers les technologies de réacteurs moins proliférants à spectre thermique qui consomment de l'uranium 235. Le premier parc électronucléaire dit de génération 2 s'est alors en grande partie constitué de réacteurs à eau sous pression (REP), de réacteurs à uranium naturel-graphite-gaz (UNGG), de réacteurs à eau bouillante (REB) et de réacteurs à eau lourde (CANDU). Les années 70 et 80 sont donc marquées par un désintérêt des RNR-Na pour des raisons politiques liées à la non-prolifération. L'appel de Jimmy Carter en 1977 marque un arrêt définitif du développement des RNR-Na pour un usage commercial aux États-Unis. Le projet de prototype commercial de la centrale de Clinch River est notamment abandonné. Il est à noter que le réacteur FFTF de 400 MWth ne fonctionnant pas en surgénérateur a toutefois été construit aux États-Unis afin d'effectuer des tests expérimentaux sur les matériaux.



FIGURE 1.7: Vue terrestre du prototype pré-industriel Superphénix (Photo CEA).

Sûr de la pérennité à long terme des RNR-Na face aux réacteurs à spectres ther-

miques, des prototypes expérimentaux ont continué à être construits en Russie (BN-350, BN-600), en France (Phénix et Superphénix), au Japon (JOYO), en Angleterre (PFR) et en Inde (FBTR). La puissance atteinte étant de plus en plus élevée, 250 MWe pour Phénix et PFR, 600 MWe pour BN-600, la filière montre sa fiabilité en termes de potentiel économique et de sûreté. Le projet pré-industriel Superphénix était le plus abouti avec une puissance électrique de 1240 MWe pour un rendement thermodynamique de 42 % (cf. figure 1.7). Malgré cette performance, la filière a subi une nouvelle crise suite aux accidents de Three Miles Island en 1979 et de Tchernobyl en 1986 et suite à l'avènement des groupes de pression écologistes en Europe de l'ouest. Le réacteur allemand SNR-300 de 327 MWe fut construit mais jamais mis en service. Le réacteur français Superphénix a été victime de nombreuses pressions pendant sa construction et son début d'exploitation, il fut définitivement arrêté en 1998. Entre temps, l'opinion russe et japonaise étant peu sensible à ce lobby, les projets BN-600, JOYO et MONJU ont pu être menés à bien.

Actuellement, les RNR-Na retrouvent peu à peu de l'intérêt en Europe en raison de l'augmentation du coût du minerai d'uranium, des nouveaux aspects écologiques et de la non-prolifération (transmutation, préservation des ressources, cycle fermé). De nouveaux projets sont en préparation comme le projet français ASTRID, réacteur de 600 MWe dont la divergence est prévue pour 2020, les réacteurs russes BN-800 et BN-1600, le réacteur japonais JSFR, le réacteur indien PFBR et le réacteur chinois CEFR [Bataille 2003]. Le tableau 1.1 présente les prototypes de RNR construits ou en projet de construction dans le monde.

1.3.2 Le prototype RNR-Na Phénix

En France, la centrale Phénix a été épargnée par la vague d'abandon prématurée de RNR-Na. Sa durée de vie a été étendue avec une autorisation de fonctionnement jusqu'en 2010 [Sauvage 2003]. La centrale, représentée sur les figures 1.8 et 1.9, est située sur le site du CEA de Marcoule, elle est gérée conjointement par le CEA et EDF. Le réacteur est de type intégré⁴. Il a été conçu pour une puissance thermique de 563 MWth et une

⁴Le cœur est immergé dans le sodium primaire, les pompes et les échangeurs intermédiaires sont également insérés dans la cuve primaire (appelé également type « piscine »).

TABLE 1.1: Les prototypes de RNR

Pays	Réacteur	Caloporteur	Date de divergence	Date de l'arrêt/Etat	Puissance thermique	Puissance électrique
Russie	BR-2	Na	1956	1958	100 kWth	Non couplé
	BR-5	Na	1958	1971	5 MWth	Non couplé
	BOR-10	Na	1971	2003	8 MWth	Non couplé
	BOR-60	Na	1968	En fonctionnement	55 MWth	12 MWe
	BN-350	Na	1973	1999		150 MWe
	BN-600	Na	1980	En fonctionnement	1470 MWth	600 MWe
	BN-800	Na	2012	En projet	2100 MWth	880 MWe
	BN-1600	Na	En projet			1600 MWe
	SVBR-100	Na	2020	En projet		100 MWe
USA	Clementine	Hg	1946	1953	25 kWth	Non couplé
	EBR-I	Na	1951	1964	1,4 MWth	200 kWe
	FERMI-I	Na	1957	1972	200 MWth	94 MWe
	EBR-II	Na	1964	1994	62,5 MWth	19 MWe
	FFTF	Na	1980	1992	400 MWth	Non couplé
	CRBR	Na	Abandon pendant la construction		1000 MWth	350 MWe
France	Rapsodie	Na	1967	1983	40 MWth	NC
	PHENIX	Na	1973	2010	563 MWth	250 MWe
	Superphénix	Na	1985	1998	3000 MWth	1240 MWe
	EFR	Na	Abandon pendant l'étude			1500 MWe
	ASTRID	Na	En projet			600 MWe
Japon	JOYO	Na	1977	En fonctionnement	140 MWth	NC
	MONJU	Na	1995	En fonctionnement	714 MWth	280 MWe
	JSFR	Na	En projet			1500 MWe
UK	DFR	NaK	1959	1977	60 MWth	15 MWe
	PFR	Na	1974	1994	650 MWth	250 MWe
Inde	FBTR	Na	1985	En fonctionnement	40 MWth	13.2 MWe
	PFBR	Na	En projet		1250 MWth	500 MWe
Allemagne	KNK-II	Na	1972	1991	58 MWth	20 MWe
	SNR-300	Na	Abandon pendant la construction			300 MWe
Chine	CEFR	Na	2010	En fonctionnement	65 MWth	25 MWe
Italie	PEC	Na	Abandon pendant la construction			

puissance électrique de 250 MWe. Depuis 1993, la centrale fonctionne à une puissance de 350 MWth et fournit 140 MWe. Cette décision de l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) a eu lieu lors de la réévaluation de la sûreté de la centrale afin de prendre en compte l'accident de type « disparition des circuits normaux d'évacuation de la puissance ».

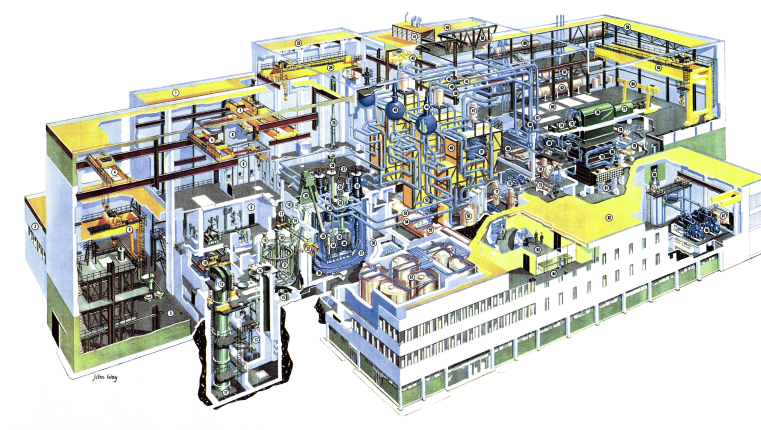


FIGURE 1.8: Vue artistique de la centrale Phénix (extrait de [Sauvage 2003]).



FIGURE 1.9: Vue aérienne de la centrale Phénix (Photo : CEA).

Le réacteur a divergé pour la première fois le 31 août 1973, un an plus tard la centrale est devenue opérationnelle commercialement avec son couplage au réseau. Les premiers incidents sont apparus et ont été rapidement gérés (rupture de gaine, fuite de sodium secondaire et réaction sodium-eau dans le générateur de vapeur). Ce premier retour d'expérience a notamment apporté des informations importantes pour la conception

du réacteur Superphénix. Dans la première phase d'exploitation, le réacteur a fonctionné avec un taux de disponibilité avoisinant 60 %, prouvant ainsi la fiabilité de la filière sodium avec surgénération du combustible sachant que ce réacteur est à la fois un dispositif expérimental et un outil de production.

A la fin des années 1980, quatre arrêts d'urgence par réactivité négative (AURN) sont survenus de manière inexplicable à l'époque. Des oscillations du signal des chambres neutroniques de puissance ont provoqué un arrêt automatique sur atteinte du seuil de réactivité négative. L'activité commerciale de la centrale a été dès lors réduite afin d'expliquer les AURN, de préparer les essais d'irradiation de matériaux (notamment des actinides mineurs à vie longue) et de réévaluer la sûreté de la centrale. Ces opérations ont duré jusqu'en 2002. Le réacteur a subi une rénovation complète (contrôle des structures, renforcement sismique, circuit de refroidissement de secours, protection contre les feux de sodium, réparation des générateurs de vapeur). Le 7 janvier 2003, l'ASN a autorisé la reprise du fonctionnement en puissance. Superphénix étant définitivement arrêté, Phénix est devenu pour la France, le seul instrument permettant la qualification de la filière sodium. Un grand nombre de tests d'irradiation se sont déroulés jusqu'en 2009 pour finir par les essais dits ultimes avant l'arrêt définitif. Ces essais ont démarré au printemps 2009 et se sont terminés le 9 janvier 2010.

La mission première de la centrale n'était plus la production d'électricité mais la réalisation de tests permettant de capitaliser des informations sur la filière et de préparer le futur réacteur ASTRID [Martin 2009]. Le but de ces tests est de valider des codes de calcul aussi bien dans le domaine de la neutronique que de la thermohydraulique, de démontrer la sûreté de la filière et de continuer l'investigation sur les raisons de l'apparition des AURN. Parmi l'ensemble de ces tests, certains essais ont un caractère unique comme le fonctionnement en barres décalées, la fusion partielle d'un élément combustible encapsulé, l'essai de dissymétrie thermohydraulique et l'essai de refroidissement en convection naturelle (circuit primaire et secondaire) [Vasile 2010, Martin 2009].

L'essai réalisé lors de cette thèse s'est déroulé dans le cadre du programme d'essais ultimes (Essai n°103), le but étant d'étudier l'apport d'un nouvel instrument

de spectrométrie gamma afin d'améliorer par une surveillance plus fine de l'activité du sodium primaire, la sûreté et le contrôle du réacteur [Coulon 2009c]. Un instrument de spectrométrie gamma de haute résolution et de hautes performances à hauts taux de comptage a été installé pour mesurer un échantillon de sodium primaire du réacteur. Ainsi, de nouvelles méthodes instrumentales appliquées à la filière RNR-Na sont étudiées.

La partie suivante présente un état de l'art de l'instrumentation utilisée pour ce type de réacteur. Elle servira alors de base pour orienter l'étude en fonction des besoins de la filière.

1.4 L'instrumentation associée

Afin d'assurer le contrôle et la sûreté des RNR-Na, un grand nombre d'instruments de mesure sont installés aussi bien dans le cœur que dans les circuits primaires, secondaires et des générateurs de vapeur. Les principales mesures sont les suivantes :

- Les mesures de température et de pression au sein du cœur, des circuits primaires, secondaires et des générateurs de vapeur permettent de mesurer des profils de température et les niveaux de puissance thermique relâchée.
- Les mesures acoustiques permettent l'inspection des structures de la cuve primaire malgré l'opacité du sodium aux mesures optiques.
- Les mesures de relâchement d'hydrogène servent à la surveillance des réactions sodium/eau au niveau du générateur de vapeur.
- Les mesures mécaniques fournissent une connaissance permanente des vibrations et des contraintes subies par l'ensemble des éléments du réacteur.
- Les mesures nucléaires ont une action de pilotage du réacteur (puissance neutronique et réactivité) et de sûreté (surveillance des ruptures de gaine et radioprotection).

Nous allons donc étudier dans cette thèse, l'apport potentiel de la spectrométrie gamma en ligne pour les deux applications suivantes : Le **suivi de puissance** et la **détection des ruptures de gaine combustible**.

1.4.1 Le suivi de puissance

En comparaison des REP, l'amplitude maximale du flux neutronique *in-core* présente environ une décade de plus (passage de 4.10^{14} à 5.10^{15} n.cm⁻².s⁻¹) et surtout la température maximale au sein du caloporteur est de 200 ° C supérieure à celle d'un REP (passage de 330 ° C à 560 ° C). Ces contraintes de débit de dose et de température ne permettent plus la cartographie en puissance par insertion de chambres neutroniques *in-core* et le suivi de puissance *ex-core* placé parallèlement à l'axe de la colonne fissile

[Gauthier 1987b, Gauthier 1987a]. En effet dans un RNR-Na intégré⁵, offrant plus de tolérance aux accidents par rapport aux réacteurs à boucles (absence de circuits primaires sodium et inertie de refroidissement) le cœur est entouré de protections neutroniques latérales afin d'éviter l'activation du sodium secondaire (voir le schéma de la cuve primaire présenté sur la figure 1.10). Les flux *ex-core* se retrouvent fortement réduits pour la mesure latérale du flux neutronique. Les chambres sont donc placées sous la cuve primaire où les flux sont suffisants quand le réacteur est à pleine puissance. Quand le réacteur est à l'arrêt ou à faible puissance, des chambres installées dans les protections intégrées (solution de Phénix) ou des guides de neutrons servant à conduire le flux jusqu'au fond de la cuve (solution de Superphénix) sont utilisés.

La figure 1.10 est un schéma du bloc réacteur Phénix où sont présentés les différents éléments introduits précédemment. La répartition des mesures neutroniques du réacteur Phénix est présentée dans la figure 1.11. Les chaînes de pré-démarrages installées en cuve sont des chambres à fission fonctionnant en impulsion (Z*MR12), elles autorisent le suivi de la réactivité jusqu'à la divergence du réacteur, soit quelques kWth. Ensuite, les chaînes sous cuve prennent le relais. Les compteurs proportionnels à dépôt de bore (Z*MR32) permettent de suivre la puissance jusqu'à 1 MWth. Le pilotage de 1 MWth à PN est finalement assuré par des chambres d'ionisation à dépôt de bore compensées du flux gamma (Z*MR41, Z*MR42).

La distribution axiale et le spectre en énergie du flux neutronique se déforme au cours du temps par la modification de la concentration en matière fissile, l'évolution isotopique du combustible et par l'enrichissement des couvertures axiales. Le contrôle neutronique sous cuve est donc dépendant des phénomènes de combustion et d'enrichissement. Pour compenser la dérive de la puissance mesurée, il est nécessaire de recalibrer périodiquement au point de fonctionnement nominal le réacteur à partir de la mesure de puissance obtenue par bilan enthalpique eau-vapeur [Brau 2010]. La mesure par bilan enthalpique nécessite à la fois d'atteindre un niveau de puissance suffisant (palier de mise en eau des GV) et environ 20 minutes d'intégration (temps nécessaire pour

⁵La conception de type intégré est la coutume française, les japonais privilégient les réacteurs à boucles.

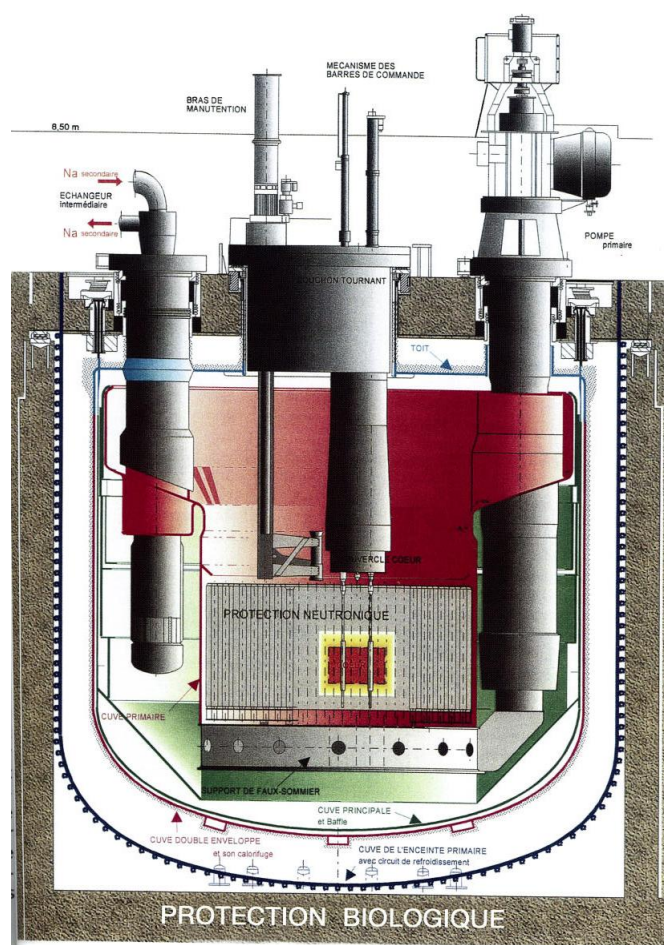


FIGURE 1.10: Schéma de la cuve primaire du réacteur Phénix (extrait de [Sauvage 2003]).

atteindre l'équilibre thermique de l'ensemble des structures constitutives du réacteur). Entre chaque recalage, une dérive du point de fonctionnement nominal est observée. Celle-ci a un impact à la fois sur la sûreté mais surtout sur la rentabilité en termes d'efficacité thermodynamique du réacteur (marges de sécurité).

Sur une échelle de temps plus longue, l'enrichissement de la couverture axiale inférieure au cours des cycles produit une augmentation du flux mesuré pour une puissance donnée. Il est donc nécessaire de recalibrer périodiquement les seuils d'arrêt d'urgence pour assurer un arrêt automatique à une puissance donnée (au delà de PN) à tout moment du cycle [Gauthier 1987b]. La figure 1.12 montre l'évolution du signal des chambres

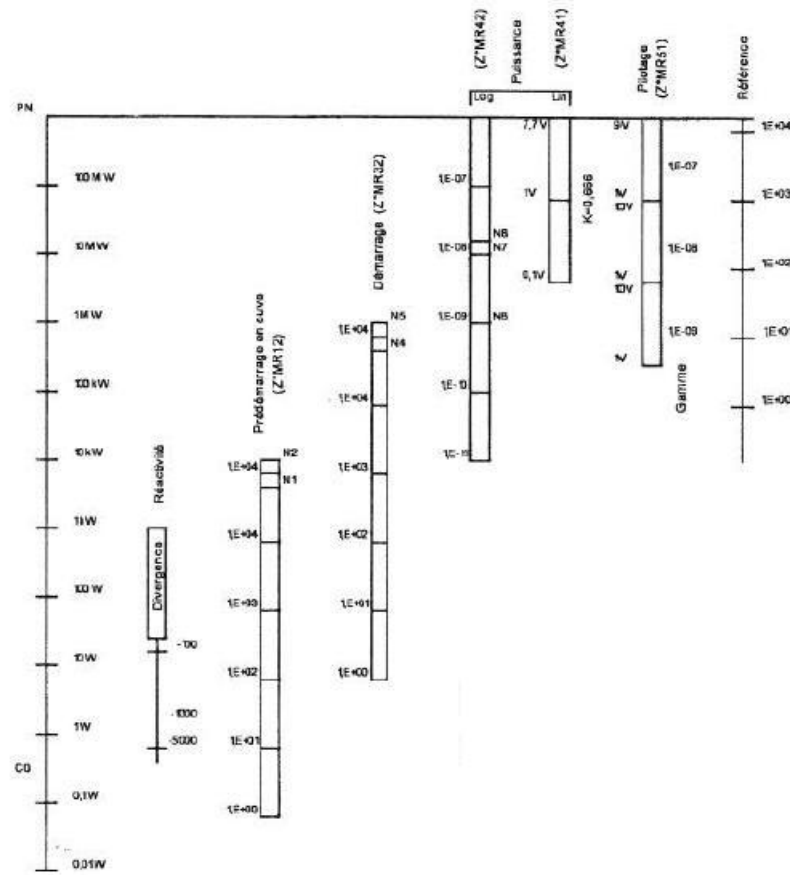


FIGURE 1.11: Cascade de fonctionnement des chaînes neutroniques de pilotage (source Phénix).

sous cuve normalisée à une puissance thermique donnée.

La possibilité d'obtenir une mesure de puissance plus représentative du flux *in-core* (taux de fission) est un sujet d'étude important pour la filière sodium intégrée. C'est dans ce cadre, que les études de chambres à fission de grandes dynamiques résistant aux hautes températures ont été élaborées afin de pouvoir les insérer directement dans le cœur. Une chambre de ce type (CFUC07) résistant à une température de 600 ° C et mesurant de 100 Wth à 560 MWth a notamment été placée dans le cœur Phénix [Vaux 1991, Vuillemin 1991].

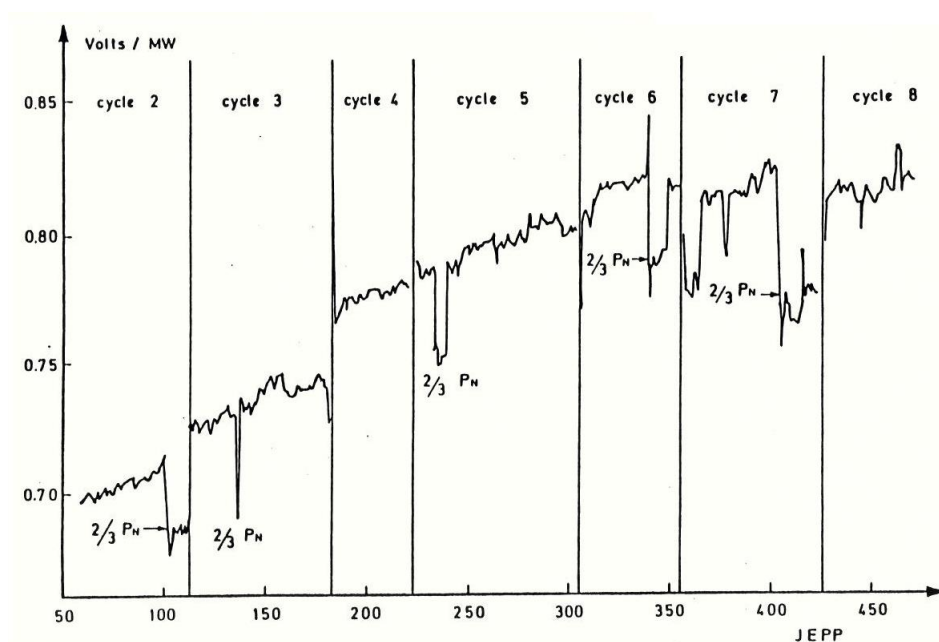


FIGURE 1.12: Evolution du signal des chambres sous cuve (extrait de [Gauthier 1987b]).

Pour des raisons de limitation instrumentale, le suivi de puissance par spectrométrie gamma n'a jamais été mis en œuvre pour les RNR-Na. Les récents développements autour du projet ADONIS permettent d'envisager son utilisation comme une solution complémentaire aux mesures neutroniques, la méthodologie développée dans la suite du document étant potentiellement en mesure de limiter les problèmes de dérive évoqués précédemment.

En effet, certains produits d'activation peuvent être utilisés comme marqueurs de la puissance neutronique. La production de ces radioéléments est intrinsèquement représentative du taux de fission. Sur les REP, l'azote 16 est notamment mesuré dans cet objectif [Papin 1981b]. Nous proposons dans cette thèse, l'étude d'une méthode similaire pour la filière RNR-Na.

1.4.2 La détection de ruptures de gaine

Lors d'une rupture de gaine, les produits de fission initialement confinés dans l'aiguille⁶ combustible sont relâchés dans le sodium primaire. La précocité de leur détection détermine la performance du système de sûreté vis-à-vis des ruptures de gaine.

La perte d'étanchéité de la gaine combustible peut être provoquée par le gonflement excessif de l'oxyde combustible, par la corrosion interne de la gaine, par une pression trop élevée dans les chambres d'expansion visant à recueillir les gaz de fission, par un défaut de fabrication (soudure du bouchon d'aiguille) ou consécutive à un accident de bouchage [Pages 1974].

En fonction de l'origine de la rupture de gaine, le relâchement s'effectue de manière différente. Toutefois trois stades d'évolution peuvent être distingués :

1. Les gaz de fission accumulés sont relâchés en une bouffée.
2. Les produits de fission gazeux sont relâchés continuellement, c'est la rupture de type « gaz ».
3. La fissure évolue mettant à nu une surface de combustible, c'est la rupture de type « ouverte ».

Lors de l'exploitation d'un réacteur, la surveillance des ruptures de gaine a pour but de détecter (DRG), de caractériser (système gaz ou ouvert), et de localiser (LRG) la rupture de manière à engager le plus rapidement possible une action corrective adéquate.

L'action de caractérisation est réalisée par la séparation de l'instrumentation DRG/LRG en deux organes indépendants.

La fonction DGR/LRG « gaz » regroupe les mesures issues d'un prélèvement dans l'argon de couverture (détection globale) ou du dégazage d'un prélèvement de sodium en sortie d'assemblages (localisation) pour la détection et la localisation des ruptures de type « gaz ». L'analyse des produits de fission gazeux (gaz rares) est effectuée

⁶En technologie sodium, le terme « aiguille » est équivalent au terme « crayon » communément utilisé au sujet des REP.

par analyse physicochimique (spectrométrie de masse) et mesures nucléaires (spectrométrie gamma) des isotopes du xénon et du krypton [Sauvage 1990].

La fonction DRG/LRG « sodium » regroupe les mesures effectuées sur un échantillon de sodium dans le but d'analyser les ruptures de type « ouverte ». Elle est assurée par des mesures neutroniques visant à détecter les produits de fission précurseurs de neutrons retardés (^{137}I et ^{87}Br). La fonction de localisation est assurée par un prélèvement sectorisé dans le collecteur chaud (cas de Phénix DND/Global⁷) ou par l'installation in-situ de chambres à fission dans le sodium (cas de Superphénix : DND/Intégrée) [Baque 2007].

Quel que soit le type de rupture, la gravité de la rupture est déterminée par la pente de la fonction $\frac{\text{nombre d'atomes libérés}}{\text{nombre d'atomes formés}} = f(\lambda)$ où λ est la constante radioactive du radioélément. En effet, plus la taille de la rupture est élevée plus les radionucléides de groupe de période plus faible seront mesurés.

L'apport d'une spectrométrie gamma à hauts taux de comptage pour améliorer la fonction de détection et de localisation des ruptures de gaine sera étudié. Les performances statistiques d'un tel système sont potentiellement en mesure d'améliorer la rapidité de réponse aux ruptures gazeuses et d'agir avant qu'elles ne dégénèrent en ruptures ouvertes. Une analyse isotopique des ruptures ouvertes serait également accessible (ce qui est actuellement irréalisable avec les mesures de type DND).

⁷DND : Détection de Neutrons Différés.

1.5 Conclusion

Les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium de quatrième génération ont un avenir prometteur répondant à la croissance des besoins énergétiques, à la préservation du minerai d'uranium, à la gestion des déchets radioactifs de vie longue et au contrôle de la non-prolifération.

Les instruments de mesures nucléaires utilisés sur ce type de réacteurs ont montré leur fiabilité, notamment grâce au retour d'expérience de prototypes comme Phénix et Superphénix. Cependant, la **mesure de puissance neutronique** et la **détection des ruptures de gaine** ont une marge d'amélioration. Au cours de cette thèse, nous étudierons l'apport potentiel de la spectrométrie gamma pour répondre à ces problématiques de contrôle et de sûreté.

Le chapitre suivant présente de manière synthétique l'approche mise en œuvre dans le projet de spectrométrie gamma ADONIS pour traiter les signaux gamma et comment ces méthodes peuvent améliorer la métrologie des gamma retardés émis par **les produits d'activation et de fission** contenus dans le sodium primaire d'un RNR-Na.

Chapitre 2

La chaîne de spectrométrie ADONIS

2.1 Introduction

La spectrométrie gamma est étudiée ici dans le but d'améliorer la mesure en ligne des produits d'activation et de fission contenus dans le sodium primaire d'un réacteur de type RNR-Na (détection de ruptures de gaine et suivi de puissance). L'analyseur ADONIS met en œuvre un traitement numérique du signal gamma en rupture avec les méthodes conventionnelles. Cette approche ouvre de nouveaux champs d'application tels que ceux développés dans cette thèse pour la filière sodium. Ce chapitre présente les aspects métrologiques associés à la mesure de spectrométrie gamma et l'apport du traitement du signal ADONIS pour cette technique de mesure nucléaire.

2.2 La spectrométrie gamma

Dans un premier temps nous montrerons pourquoi la spectrométrie gamma est une mesure de choix pour la filière RNR-Na. Ensuite nous décrirons les avantages intrinsèques et les limitations d'une telle mesure. Finalement, l'apport potentiel du concept ADONIS pour l'analyse isotopique du caloporteur primaire sera expliqué.

2.2.1 Aspects physiques

Les radioéléments présents dans le caloporteur sodium émettent diverses particules chargées.

- Les produits de fission sont généralement excédentaires en neutrons et donc émetteurs β^- .
- Les actinides mineurs, éléments très lourds, sont souvent émetteurs α .
- Les produits de corrosion et d'activation sont pour leur part émetteurs β^- ou β^+ .

Après l'émission de ces particules chargées, le radioélément est transmuté en un atome d'une autre nature chimique et physique. Le noyau de ce nouvel atome se trouve quasi-systématiquement dans un état nucléaire excité. La réorganisation des nucléons sur leur orbitale nucléaire se traduit la plupart du temps par l'émission d'un ou plusieurs rayonnements électromagnétiques caractéristiques des transitions entre les niveaux d'énergie des orbitales. Il en résulte que l'origine quantique et l'énergie élevée de cette radiation confèrent à l'émission gamma une nature discrète (mono énergétique), corpusculaire (longueur d'onde femtométrique) et caractéristique de la désintégration du radioélément d'origine. La spectrométrie gamma est donc une mesure nucléaire privilégiée pour l'analyse du caloporteur sodium en raison de la diversité des radioéléments mesurables par le pouvoir séparateur des spectromètres gamma (notamment de type HPGe) et le pouvoir pénétrant des photons gamma autorisant la déportation de la mesure.

Deux types d'émission gamma sont présentes dans le cœur :

- **L'émission gamma prompt** qui est le flux des photons émis continuellement dans le cœur suite aux réactions de fission et d'excitation neutronique (n,f) (n,n') ;
- **L'émission gamma retardée** émise par le sodium activé, les éléments de structures corrodés, les produits de fission et les actinides mineurs.

La mesure des gamma prompts par des calorimètres gamma permet une estimation de la puissance neutronique. Le très haut flux gamma prompt, le débit de dose neutron et les hautes températures rendent impossible la mise en œuvre d'une mesure de type spectrométrique à l'intérieur du cœur. Notons toutefois que des études utilisant des chambres d'ionisation à xénon ont été envisagées dans cette optique [Ottini-Hustache 2004].

Nous nous intéressons, dans cette étude, à l'analyse hors cœur des gamma retardés par spectrométrie gamma. Nous pouvons donc envisager l'utilisation :

- des gamma retardés émis par les produits d'activation pour le **contrôle** de la puissance neutronique,
- des gamma retardés émis par les produits de fission pour la **surveillance** des ruptures de gaine,
- des gamma retardés émis par les produits de corrosion pour la **radioprotection** lors des phases de maintenance et de démantèlement.

2.2.2 Aspects métrologiques

En dépit de tous les avantages évoqués précédemment, la spectrométrie gamma peut s'avérer compliquée à mettre en œuvre en raison de la nature non directement ionisante des photons gamma dans le matériau du capteur. Les interactions utiles en termes de détection sont les interactions inélastiques des photons sur les électrons liés du milieu (effet photoélectrique et diffusion Compton) et la production de paires dans le champ électromagnétique des noyaux. Quel que soit le phénomène physique exploité par le capteur, c'est l'énergie des particules chargées secondaires déposée par ionisation et excitation qui est mesurée. En effet, une relation de linéarité est établie entre la production de lumière de fluorescence ou de porteurs de charge, et l'énergie déposée.

Le phénomène de diffusion Compton produit un dépôt partiel de l'énergie (E) des photons dans le capteur. Il en résulte l'apparition d'un bruit de fond en énergie sur le signal spectrométrique (fonction de E) qui induit dans certaines conditions une détection difficile du pic d'absorption totale (utilisé pour la quantification de l'activité). Dans le sodium primaire, les photons émis par le ^{24}Na produit un bruit de diffusion Compton sur une plage d'énergie allant de 0 à 2,5 MeV. Il est donc une source de bruit pour la mesure d'autres marqueurs de la puissance et la mesure d'éventuels produits de fission relâchés dont la plupart sont émetteurs gamma en dessous de 2 MeV. C'est pourquoi, malgré le potentiel de l'analyse par spectrométrie gamma, l'exploitant de la filière ne retient pas cette technique pour l'analyse en ligne du sodium primaire des RNR-Na.

Néanmoins, des innovations ont été apportées, afin de réduire le bruit de fond. En effet, la spectrométrie gamma est actuellement utilisée pour la détection et la localisation des ruptures de gaines par l'analyse des produits de fission gazeux (xénon et krypton) après dégazage du sodium primaire (suppression du sodium 24) puis décroissance du néon 23 dans une ligne à retard. Le sodium 24 et le néon 23 étant supprimés, l'argon 41 est devenu le seul produit d'activation de hautes énergies pouvant bruite la mesure. Notons que les phases de dégazage du sodium et de transit des gaz produisent un délai de réponse à une rupture de gaine gazeuse (≈ 10 min). Il est intéressant pour l'exploitation des RNR-Na de réduire ce délai par une instrumentation nucléaire modernisée.

L'approche étudiée dans cette thèse consiste à réaliser une spectrométrie du sodium primaire en vue de mesurer divers produits d'activation et de fission malgré le bruit de fond induit par le ^{24}Na . Dans la mise en œuvre d'une telle mesure, l'ensemble des paramètres doit être optimisé dans l'objectif d'augmenter le rapport des signaux exploitables pour le suivi de puissance ou la DRG par rapport au bruit de fond.

2.2.3 Mise en œuvre

Dans le cadre du suivi en ligne d'une activité par spectrométrie gamma, le défi est donc de maximiser les événements du signal et de réduire le bruit en énergie. Il est possible d'agir sur trois axes : la conception de la mesure, le capteur et l'analyseur.

a La conception de la mesure

Cet axe concerne le dimensionnement de lignes à retard, de la distance échantillon capteur, d'un éventuel collimateur ou d'une éventuelle séparation de phase chimique. L'échantillon de mesure doit être calibré de manière à assurer un niveau de signal utile élevé par rapport aux autres signaux. Les efficacités intrinsèques et géométriques de la mesure doivent être optimisées en regard de la capacité de traitement de l'analyseur. Cet aspect est développé dans le chapitre 3.6.

b Le capteur

La capacité d'un détecteur à fonctionner en spectromètre gamma dépend des considérations suivantes :

- **Le rendement de détection** est conditionné par la densité d'électrons du milieu détecteur. Le rendement d'absorption totale évolue en fonction de la dimension du capteur et du nombre moyen de charges. Une section efficace d'interaction photoélectrique importante est recherchée en utilisant préférentiellement des matériaux de masse volumique (ρ) et de nombre de charges (Z) élevés. Les détecteurs gazeux basés sur le phénomène d'ionisation et les scintillateurs organiques sont, pour cette raison, habituellement exclus. Les capteurs de grande dimension de type semi-conducteur ou scintillateur inorganique sont donc privilégiés.
- **Le taux de collecte** doit être proche de 100%. Il correspond au taux de collecte des éléments (porteurs de charge sur les électrodes ou lumière de scintillation sur la photocathode) produits par le phénomène physique mis en jeu dans le capteur.
 - Les semi-conducteurs utilisés pour la spectrométrie sont de « hautes puretés » afin de limiter le phénomène de recombinaison des porteurs de charges. Dans le cas d'une collecte incomplète, une traîne à gauche du pic d'absorption totale dans le spectre gamma est observée.
 - Les scintillateurs inorganiques doivent être composés de manière à limiter l'effet d'auto-absorption des photons de fluorescence. Cet effet appelé « quen-

ching » se traduit par un décalage en énergie du pic d'absorption totale.

- **La dynamique de mesure** est la plage de fonctionnement en comptage du détecteur. Elle est fonction du temps de collecte des produits de l'interaction (temps de montée de l'impulsion). L'émission et la collecte de lumière est généralement très rapide mais le photomultiplicateur a une constante de temps de quelques centaines de nanosecondes. Pour les semi-conducteurs, l'impulsion primaire est conditionnée par la mobilité des porteurs de charge dans le milieu. Quel que soit le type de détecteur, la dynamique est limitée par la constante de temps du préamplificateur et le conditionnement du signal dans l'analyseur (cf. partie c). À haut taux de comptage, l'empilement des impulsions produit une traîne à droite des pics d'absorption totale, l'apparition de pics sommes et la saturation complète du système à l'approche du mode fluctuation (empilement ininterrompu d'impulsions).
- **La résolution en énergie** détermine le pouvoir de séparabilité du spectromètre. La résolution en énergie est donc une caractéristique indispensable pour la spectrométrie. Elle dépend du niveau d'intensité du signal (impulsion de courant qui résulte de la collecte des charges) par rapport au bruit (fluctuations décorréliées de l'interaction) du détecteur. Ainsi, l'amplitude du signal issue de l'interaction doit être élevée par rapport à la composante de bruit du signal. Le bruit provient principalement de la nature discrète de la production des porteurs de charge ou des photons de fluorescence et de l'écart-type statistique qui leur est associé. Les capteurs sont donc conçus afin de maximiser le rendement de production de lumière ou de porteurs de charge. Dans le détecteur, une autre composante de bruit vient s'ajouter : le bruit d'origine électronique. En effet, le signal produit par les interactions est un flux aléatoire d'impulsions de très faible intensité (quelques pC). Le signal est préamplifié (preamplificateur de charges ou photomultiplicateur) de manière à rendre les impulsions produites par l'interaction des rayonnements avec le capteur analysables par l'électronique de traitement du signal. Le bruit du signal préamplifié est la somme de différentes contributions de bruit produit principalement par les éléments actifs du premier étage amplificateur (perturbation

électromagnétique, bruit thermique, bruit en $1/f$...) [Fanet 1995]. Afin de supprimer le bruit électronique, il est important d'utiliser des composants électroniques de haute qualité, d'assurer la bonne compatibilité électromagnétique de l'ensemble (blindage), et de mettre en œuvre un débruitage performant du signal.

En raison des considérations de rendement de détection, de taux de production et de collecte des porteurs de charge ($E_g = 0,67$ eV ; $F=0,08$), le capteur le plus performant est la diode germanium hyper pur cryostatée (HPGe). Ce détecteur est de type semi-conducteur intrinsèque de haute pureté atteignant des résolutions énergétiques d'environ 0,2 % à 1 MeV et d'environ 0,8 % à 100 keV. Il est possible de produire des monocristaux de germanium avec un volume important, ce qui est indispensable en regard de la nature très pénétrante des photons gamma. Le gap du germanium étant plus faible que le silicium, il est indispensable de le refroidir à très basse température pour utiliser ses propriétés semi-conductrices pour la détection de photons gamma. Nous avons besoin d'un haut niveau de résolution énergétique pour mesurer les produits de fission et d'activation. La technologie HPGe est dans la présente étude indispensable.

c L'analyseur

L'analyseur est finalement la dernière partie d'une chaîne de mesure où des filtres électroniques (analogiques et/ou numériques) sont mis en œuvre pour débruite le signal temporel du bruit d'origine électronique. Le rôle de l'analyseur est également de fournir une estimation du taux de comptage quantitativement fiable.

D'un point de vue statistique, le temps de réponse d'une mesure de spectrométrie gamma est conditionné par deux phénomènes :

- **La précision statistique** : La distribution de probabilité du nombre d'impulsions enregistré suit, en règle générale, une loi de Poisson, l'espérance du signal est donc égale à sa variance. Cette considération est à prendre en compte pour atteindre un haut niveau de précision statistique sur la mesure de puissance.
- **La limite de détection** : Le signal d'un radioélément peut être mesuré seulement lorsque son amplitude est jugée significative en regard de l'intensité des fluctuations

statistiques du bruit de diffusion Compton. Cette limite conditionne la rapidité de réponse du système à une rupture de gaine.

L'équation 2.1 présente le temps de réponse Δt d'un système de spectrométrie gamma construit comme le temps d'intégration nécessaire à l'atteinte d'une précision statistique $\frac{\sigma(S)}{S}$ [Millies-Lacroix 1994]. L'erreur stochastique et la limite de détection associée à la mesure de l'activité d'un radionucléide diminuent en fonction de la minimisation de la résolution énergétique et de la maximisation du taux d'événements enregistrés. Cependant, ce taux d'enregistrement est limité en raison de l'augmentation du temps d'occupation de l'analyseur qui induit une dégradation du filtrage (perte de résolution énergétique) et l'augmentation du phénomène d'empilement. Un compromis est donc nécessaire entre hauts taux de comptage et performance en résolution. Cette démonstration montre que la performance statistique d'un système de spectrométrie gamma est liée à la rapidité de traitement des impulsions et à la capacité du filtre à débruiter à hauts taux de comptage.

$$\begin{cases} \Delta t &= 8,8 \frac{\sqrt{B \text{ FWHM}}}{S e^{-\tau_m S_T}} \\ \frac{\sigma(S)}{S} &= \sqrt{\frac{1}{S e^{-\tau_m S_T} \Delta t}} \end{cases} \quad (2.1)$$

Où :

- B est le niveau du bruit de fond.
- τ_m est le temps mort moyen du détecteur pour traiter une impulsion.
- S_T est l'amplitude du signal total.
- FWHM est la largeur à mi-hauteur du pic d'absorption totale.

Dans notre problématique, l'analyseur du signal gamma doit pouvoir réaliser un suivi d'activité en fonction du temps, dans un bruit de fond important avec un taux de traitement le plus élevé possible. C'est-à-dire :

- garantir une bonne stabilité métrologique quelles que soient les variations de flux incident (problématique de la DRG),

- avoir une résolution énergétique optimale quel que soit le taux comptage (important pour la DRG et le suivi de puissance),
- avoir un taux de traitement des événements nucléaires incidents le plus élevé possible (précision statistique de la mesure de puissance).

C'est principalement pour ces raisons que le suivi de puissance et la DRG par spectrométrie γ sur le sodium primaire sont des techniques quasiment impossibles à mettre en application avec les traitements statistiques conventionnels utilisés par les analyseurs de signaux gamma. Cette limite instrumentale peut désormais être repoussée grâce aux nouveaux développements autour du système ADONIS. Afin d'introduire le concept ADONIS, la partie suivante présente la manière traditionnelle d'aborder le traitement du signal pour la spectrométrie gamma.

2.3 Le traitement du signal de spectrométrie

La fréquence d'échantillonnage des modules d'électronique nucléaire (*Digital Signal Processing*, DSP) étant devenue suffisante pour que la perte d'information associée à la numérisation du signal issu d'un détecteur HPGe ne dégrade pas la résolution en énergie, les analyseurs sont maintenant tous de type numérique. Mais utilise-t-on réellement les possibilités de traitement offertes par la numérisation ?

2.3.1 Le filtre linéaire adapté

Comme nous venons de le voir, l'objectif du traitement du signal est de maximiser le rapport du signal sur le bruit (RSB) du détecteur pour débruiter les impulsions du bruit d'origine électronique afin d'estimer au mieux leur énergie. Un système conventionnel de spectrométrie gamma fonctionne sur le principe du filtrage adapté à réponse impulsionnelle finie [Radeka 1971, Knoll 1989]. Le fonctionnement de ces filtres et leurs limites pour l'analyse de flux aléatoires de photons sont maintenant présentés.

Les analyseurs numériques proposent sensiblement le même traitement que les chaînes analogiques. Le signal passe dans des filtres (association de circuits RC) de manière à filtrer en fréquence le signal. Il subit donc un filtrage de type linéaire à réponse impulsionnelle finie (RIF). Sa réponse est uniquement basée sur les valeurs du signal d'entrée et sa réponse impulsionnelle a une durée finie.

Dans la pratique, les filtres les plus fréquemment utilisés sont les filtres à réponse impulsionnelle triangulaire assurant un RSB proche du filtrage idéal pour les impulsions gamma ($\frac{\eta}{\eta_{ideal}} = 1,07$). Le filtrage idéal étant de forme triangulaire avec une légère incurvation des côtés (*cusp*), certains systèmes proposent notamment de régler un paramètre d'incurvation de la réponse impulsionnelle du filtre.

D'une particule à l'autre, les charges sont créées dans des zones différentes du capteur. Deux impulsions de même énergie produisent alors des formes d'impulsion variables pour une même quantité de charge collectée. Ce phénomène, fonction du volume du capteur, est appelé déficit balistique. Les filtres à réponse impulsionnelle triangulaire

sont sensibles à ce phénomène (maximum de l'impulsion non-stable pour une énergie donnée) qui est incontournable pour la spectrométrie gamma (utilisation de détecteurs de grand volume). Dans la pratique les filtres sont donc à réponse impulsionnelle trapézoïdale permettant par le réglage d'un temps de plateau, la disparition du déficit balistique et l'amélioration de la résolution en énergie (malgré la diminution de η).

Ce filtre « triangulaire/trapézoïdal » permet de réduire la composante de bruit blanc du signal¹. Cette composante de bruit diminue en fonction de la durée de la constante de temps τ du filtre (fonction de la durée du temps de montée du filtre trapézoïdal). L'équation 2.2 montre que l'erreur sur le maximum d'amplitude est inversement proportionnelle au carré de la constante de temps du filtre [Fanet 1995]. Toutefois, cette constante ne peut pas être augmentée indéfiniment car la composante basse fréquence du bruit serait amplifiée, et surtout, la modification de la forme de l'impulsion (allongement) entraînerait une augmentation du temps mort et donc du taux d'empilement. Cette condition est évidemment en conflit avec la mise en forme rapide des impulsions adaptée aux forts taux de comptage.

$$\frac{\Delta V_{max}}{V_{max}} = \frac{1}{24} \left(\frac{\tau_0}{\tau} \right)^2 \quad (2.2)$$

Où :

- ΔV_{max} est l'écart de tension maximal,
- τ est la constante de temps du filtre,
- τ_0 est la durée de l'impulsion d'entrée.

Les impulsions ainsi filtrées sont séparées du bruit électronique par un discriminateur à fraction constante. Contrairement à un seuil en tension, il filtre de manière identique les impulsions d'amplitudes variables. Les impulsions sont finalement codées de manière à constituer un histogramme en énergie appelé « spectre en énergie ».

¹Le bruit blanc est caractérisé par une densité spectrale de puissance identique pour toutes les fréquences.

Nous remarquons que les filtres linéaires sont adaptés pour filtrer une forme fixe d'impulsion. Ils ne le sont plus dès que la proportion des impulsions empilées augmente. L'augmentation du taux d'empilement produit sur les spectres :

- une perte de résolution en énergie (le filtre n'est plus adapté),
- une perte des performances statistiques (réduction du nombre d'évènements comptabilisés dans les pics d'absorption totale),
- l'apparition de pics sommes perturbant l'analyse du spectre,
- l'apparition d'une traîne à droite des pics et une augmentation générale du fond en énergie due aux sommations des impulsions,
- l'augmentation du temps mort de la chaîne.

Les filtres linéaires adaptés sont limités du fait de la mise en forme des impulsions pour la mesure des hauts taux de comptages. Ils le sont également pour l'analyse d'activité variable. Le physicien a pourtant souvent besoin d'optimiser la statistique d'une mesure par un traitement à hauts taux de comptage (suivi de puissance) ou d'effectuer des mesures en ligne d'activité gamma variable (DRG). C'est pourquoi des solutions ont été mises en œuvre afin de pallier les limitations des filtres adaptés de type RIF pour la spectrométrie gamma [ORTEC 2003].

2.3.2 Les hauts taux de comptage

L'utilisateur d'un spectromètre cherche à connaître le taux de comptage dans un pic d'intérêt. Après sommation de l'aire net sous le pic, l'activité S est obtenue en faisant le rapport entre cette aire nette N et le temps actif de la chaîne T_a (cf. équation 2.3).

$$S = \frac{N}{T_a} \quad (2.3)$$

Le temps actif correspond au temps de disponibilité du système pour analyser les impulsions (temps réel soustrait du temps mort). Pendant le temps mort, le système est considéré comme indisponible car, si une impulsion d'intérêt arrive, elle sera détériorée par l'empilement et ne figurera pas dans le pic d'absorption totale. La précision temporelle dans l'estimation du début et de la fin du traitement des impulsions (empilées ou non) va conditionner la dynamique d'activité de la chaîne de mesure, le moindre

biais provoquant une dérive importante dans l'estimation du taux de comptage mesuré lorsque celui-ci augmente.

À hauts taux de comptage, le premier objectif est de minimiser la paralysie du système. La constante de temps du filtre (temps de montée, temps de plateau) est réglée de manière rapide en regard d'une perte de résolution énergétique admissible. Le second objectif est de limiter les distorsions du spectre provoquées par le traitement des impulsions avant le retour à la ligne de base du signal. Des systèmes de restauration de ligne de base « *BaseLine Restorer* » (BLR), forçant la remise à zéro du signal sont alors indispensables.

Malgré ces considérations, un filtre linéaire, même rapide, est très vite pénalisé par les hauts taux d'empilement en raison de la durée de traitement des impulsions et de la métrologie de ce temps d'occupation du système. De plus, ces filtres sont adaptés à une forme fixe d'impulsion (non-empilée). Ils ne le sont plus dès que la proportion d'impulsions empilées augmente de façon significative par rapport aux impulsions seules.

Afin d'augmenter la capacité d'un spectromètre à mesurer à haut taux de comptage, un réjecteur d'empilement « *Pile-Up Rejector* » (PUR) associé à un système de correction du temps actif « *Live Time Corrector* » (LTC) est communément utilisé. Le PUR diminue les impulsions empilées entrant dans le spectre mais le temps de traitement des impulsions devient une fonction du taux de comptage. Un LTC permet alors de corriger la mesure du temps actif. Ce système complexifie encore plus l'estimation de la valeur du temps actif et introduit un nouveau biais dans le calcul du taux de comptage. Le réglage d'une unité PUR nécessite donc beaucoup de précautions.

Malgré toutes ces techniques, les systèmes de spectrométrie gamma ont comme limite l'impossibilité de mesurer des taux de comptage supérieurs à quelques centaines de milliers d'impulsions sans biais significatifs dans l'estimation du taux de comptage.

2.3.3 Les activités variables

Afin de mesurer des activités variables dans le temps, des techniques appelées « *Loss free counting* » ou « *Zero dead time* », connaissant le temps mort instantané, permettent de pondérer les événements incidents avant de les enregistrer dans le spectre en énergie [ORTEC 2003]. La performance de ces méthodes de correction dynamique du temps mort dépend également de la précision associée à celui-ci.

En fait, les filtres adaptés trapézoïdaux et les discriminateurs à fraction constante sont conçus pour débruiter un signal déterministe où les impulsions sont de forme et d'instant d'arrivée connus [Najim 1998]. L'utilisation d'un filtre adapté en spectrométrie suppose que ces hypothèses soient vérifiées. Les paramètres d'un filtre linéaire sont fixés en regard d'une forme fixe d'impulsion. Pour des taux de comptage modérés, cela ne pose pas de problèmes en pratique. Pour pallier les problèmes posés pour les hauts taux de comptage, une méthodologie différente des unités PUR a été envisagée tenant compte des instants d'arrivée aléatoires (distribution de Poisson) des impulsions et de leur forme variable (variant en fonction du lieu d'interaction). Cette méthodologie a été concrétisée dans le système ADONIS. Le paragraphe suivant en présente ses fondements.

2.4 Le concept ADONIS

Le concept ADONIS constitue une rupture complète avec les méthodes de filtrage du signal nucléaire utilisées actuellement dans l'industrie. En effet, la numérisation du signal permet de proposer des approches nouvelles et en rupture avec les anciennes méthodes. Le filtre mis en œuvre dans ADONIS a été mis au point par E. Barat [Barat 2006]. Il utilise la possibilité d'introduire, dans un système numérique, un filtre non linéaire à réponse impulsionnelle infinie pour la spectrométrie gamma (RII). Il utilise à la fois la valeur du signal d'entrée mais aussi les valeurs antérieures de ce signal : il est donc ré-cursif.

Pour mettre en œuvre ce type de filtre pour la spectrométrie gamma, ADONIS utilise comme base la modélisation du signal par un modèle d'état et l'utilisation d'un filtre de Kalman pour séparer au mieux la composante d'intérêt du modèle.

2.4.1 Le modèle d'état

Un modèle d'état consiste en un jeu d'équations de modélisation d'un signal. D'une manière très générale, un grand nombre de systèmes (physiques, biologiques, économiques, etc.) peuvent être modélisés par un modèle d'état continu ou discret [Jaulin 2005]. On se restreint ici au modèle discret où la représentation d'état est formée par deux équations :

- L'équation d'état ou d'évolution est une équation récursive qui permet de lier l'état X_{k+1} à sa valeur à l'instant présent k et la commande U_k exercée sur le système à temps discret.
- L'équation d'observation permet de calculer le vecteur de sortie Y_k , connaissant l'état de la commande à l'instant k .

$$\begin{cases} X_{k+1} &= F X_k + G U_k & \text{équation d'état} \\ Y_k &= H X_k + J U_k & \text{équation d'observation} \end{cases} \quad (2.4)$$

Où :

- X_k est le vecteur d'état, U_k est le vecteur d'entrée et Y_k est le vecteur d'observation.

- F , G , H et J sont appelées matrice d'évolution, de commande, d'observation et directe.

Aucune commande n'étant exercée sur le système, les matrices G et J sont nulles dans le modèle d'état du signal spectrométrique. Pour modéliser des signaux bruités, la contribution de bruits blancs gaussiens W_k et V_k est ajoutée aux deux équations du modèle d'état [Basseville 1993].

$$\begin{cases} X_{k+1} = FX_k + W_k & \text{équation d'état} \\ Y_k = HX_k + V_k & \text{équation d'observation} \end{cases} \quad (2.5)$$

W_k et V_k sont deux séquences indépendantes de bruit blanc gaussien de variances respectives Q et R . Ce modèle décrit de nombreux signaux qu'il faut maintenant adapter aux signaux gamma.

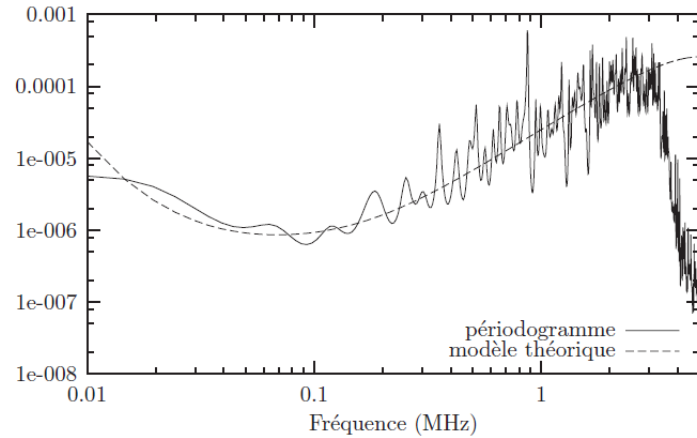


FIGURE 2.1: Estimations de la densité spectrale de puissance du bruit en absence de signaux photoniques (extrait de [Barat 2002]).

Pour la spectrométrie gamma, un modèle particulier a été établi [Barat 2006]. Dans ce modèle, le vecteur d'état X_k a 3 composantes permettant la description du signal impulsif (après différenciation du signal issu du préamplificateur à transistor reset). Il est composé du courant induit par l'interaction des particules p_k , du courant de ligne de

base b_k et d'un bruit coloré² n_k lié à la différenciation (voir figure 2.1). L'observation y_k est la somme de ces 3 courants. L'évolution de ces composantes d'état est modélisée par les équations d'état suivantes :

$$\text{équations d'état} \begin{cases} p_{k+1} = r_k w_k^p \\ b_{k+1} = b_k + w_k^b \\ n_{k+1} = -\alpha w_{k+1}^n + w_k^n \end{cases} \quad (2.6)$$

$$\text{équation d'observation} \begin{cases} y_k = p_k + b_k + n_k \end{cases} \quad (2.7)$$

Où :

- Les impulsions p_k sont décrites conditionnellement à r_k par un bruit blanc gaussien w_k^p de grande variance notée Q_p . La variable d'occupation r_k est égale à 1 lorsque le système est en collection de charges et est nulle autrement.
- La fluctuation de la composante continue du signal b_k est représentée par w_k^b qui est l'intégrale d'un bruit blanc gaussien de variance Q_b .
- Le bruit d'entrée n_k a une densité spectrale de puissance de la forme :

$$N(\omega) \propto \left(1 + (\omega/\omega_c)^2\right) \quad (2.8)$$

où ω_c est la pulsation de coupure. Il est modélisé en temps discret par un bruit blanc gaussien w_k^n de variance Q_n filtré par la fonction de transfert $H^n(z) = 1 - \alpha z^{-1}$ (où $\alpha = e^{-T_e \omega_c}$ et T_e est la période d'échantillonnage).

Ainsi, sous forme matricielle le modèle est formé par les vecteurs suivants :

- Le vecteur d'état est construit avec quatre composantes :

$$X_k = \begin{pmatrix} p_k & b_k & n_k & w_{k-1}^n \end{pmatrix}^T$$

Pour des raisons pratiques la valeur w_{k-1}^n est gardée en mémoire dans le vecteur d'état pour modéliser le bruit coloré.

²La densité spectrale de puissance du bruit a une partie rose aux basses fréquences et une partie bleue aux hautes fréquences.

- Le vecteur de bruit contient les différentes contributions de bruit du signal :

$$W_k = \begin{pmatrix} w_k^p & w_k^b & w_k^n \end{pmatrix}^T$$

- La matrice d'observation est :

$$H = \begin{pmatrix} 1 & 1 & 1 & 0 \end{pmatrix}$$

- La matrice de transition est :

$$F = \begin{pmatrix} 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 1 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & -\alpha \\ 0 & 0 & 0 & 0 \end{pmatrix}$$

Le modèle d'état doit prendre en compte le comportement très différent du signal suivant qu'il y ait ou non interaction dans le capteur. Il fonctionne donc sur deux modes :

- Un mode où il y a collecte de charges. Le bruit W_k a dans ce cas une variance très élevée.
- Un mode où il n'y a pas de collecte de charges, la variance de W_k est alors faible.

Le fonctionnement en deux modes est modélisé par l'introduction d'une matrice de bruit dynamique qui conditionne X_k en fonction de la variable r_k .

$$B(r_k) = \begin{pmatrix} r_k & 0 & 0 \\ 0 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 1 \\ 0 & 0 & 1 \end{pmatrix}$$

La forme générale du modèle d'état 2.5 est un système linéaire. La spécificité de modélisation d'ADONIS réside en la construction d'un modèle non-linéaire permettant de distinguer temporellement les modes « bruit seul » et « impulsion + bruit ». Cette non-linéarité est introduite dans le modèle par la variable d'occupation r_k qui permet de modifier la matrice de commande B appelée matrice de bruit dynamique. Le modèle prend ainsi la forme 2.9.

$$\begin{cases} X_{k+1} &= F.X_k + B(r_k).W_k \\ y_k &= H.X_k \end{cases} \quad (2.9)$$

Pour résoudre ces équations et estimer de manière optimale X_k , un lisseur de Kalman bimodal est utilisé. Le principe du lisseur de Kalman est décrit dans la partie suivante.

2.4.2 Le filtre de Kalman

En considérant que les bruits sont gaussiens, le filtre de Kalman donne l'estimation optimale au sens du minimum de variance de l'état du système linéaire 2.5, c'est à dire la plus petite erreur inconditionnelle de covariance parmi tous les estimateurs linéaires [Kalman 1960, Auger 1999]. À chaque instant k , les estimations *a priori* de l'état et de la covariance d'état sont calculées (prédictions connaissant l'état $k - 1$) :

- L'estimation *a priori* de la prédiction de l'état $\hat{X}_{k|k-1}$ permet de prédire le signal suivant le modèle du système.

$$\hat{X}_{k|k-1} = F\hat{X}_{k-1|k-1} \quad (2.10)$$

- L'estimation *a priori* de la covariance d'état $P_{k|k-1}$ renseigne sur l'erreur associée à l'estimation d'état.

$$P_{k|k-1} = FP_{k-1|k-1}F^T + Q_k \quad (2.11)$$

Ensuite, cette prédiction est comparée à l'observation à l'instant k . L'innovation ϵ_k est alors calculée comme la différence entre l'observation (la mesure) et la prédiction d'état *a priori* :

$$\epsilon_k = Y_k - H\hat{X}_{k|k-1} \quad (2.12)$$

L'estimation du signal $\hat{X}_{k|k}$ (lissage de Y_k), est finalement calculée en ajoutant à la prédiction d'état, la valeur de l'innovation pondérée par un gain K_k appelé gain de Kalman. Le calcul de l'estimation d'état et de sa covariance est présenté dans l'équation 2.13.

$$\begin{cases} \hat{X}_{k|k} &= \hat{X}_{k|k-1} + K_k \epsilon_k \\ P_{k|k} &= (I_n - K_k H) P_{k|k-1} \end{cases} \quad (2.13)$$

Le gain de Kalman est déterminé par la covariance de l'estimation d'état $P_{k|k-1}$ et la covariance de l'innovation Σ_k tel que :

$$\begin{cases} \Sigma_k &= H P_{k|k-1} H^T + R \\ K_k &= P_{k|k-1} H^T \Sigma_k^{-1} \end{cases} \quad (2.14)$$

Le filtre de Kalman est optimal pour un système linéaire gaussien. Or le modèle d'état 2.9 est non-linéaire. Le filtre de Kalman ne répond plus strictement au problème d'estimation de $\hat{X}_{k|k}$ dans ce cas. Parmi les solutions sous optimales de ce problème d'estimation d'un système bimodal, un lisseur de Kalman bimodal répond favorablement pour une estimation fiable de $\hat{X}_{k|k}$ en regard des contraintes de temps réel qui s'imposent à un instrument de mesure spectrométrique.

2.4.3 Le lisseur de Kalman bimodal

Pour résoudre l'équation d'état 2.9, il faut dans un premier temps déterminer la variable r_k (action de filtrage) considérée comme une chaîne de Markov d'ordre 1 à chaque instant k . Dans ce cas, différentes approches existent pour résoudre ce type de problème. Le choix de l'algorithme dépend du fait que l'impulsion photonique d'un détecteur HPGe présente un large RSB et de la limitation en termes d'itérations pour effectuer des mesures en temps réel. L'algorithme choisi est alors une adaptation de l'approximation appelée *hard rejecter* initialement prévue pour le traitement impulsif des enregistrements audio [Niedzwiecki 1996]. Ainsi une itération suffit pour distinguer plus finement r_k à chaque instant k . Cet algorithme se présente en deux parties :

- Une partie filtrage (passe « *forward* »)
- Une partie lissages (passe « *backward* »)

a Le filtrage

Nous avons introduit dans la première partie la variable r_k , indicatrice du mode dans lequel se trouve le filtre. Cette variable est déterminée après initialisation du sys-

tème par un test de comparaison entre l'innovation ϵ_k et sa variance Σ_k . C'est à l'issue de ce test que le système change de mode.

Algorithme 1 Filtrage de Kalman bimodal

Conditions initiales: $k=0$, $r_{0|0}=1$, $Q=Diag(Q_p \quad Q_b \quad Q_n)$, μ ,

$$X_{0|0} = \begin{pmatrix} 0 & \hat{b}_0 & 0 & 0 \end{pmatrix}^T, P_{0|0} = E \begin{pmatrix} X_{0|0} & X_{0|0}^T \end{pmatrix}$$

- 1: **tant que** $k < N$ **faire**
- 2: $r_{k+1|k} = 0$
- 3: $\hat{X}_{k+1|k} = F \cdot \hat{X}_{k|k}$
- 4: $\epsilon_{k+1} = y_{k+1} - H \cdot \hat{X}_{k+1|k}$
- 5: $P' = F \cdot P_{k|k} \cdot F^T + B(r_{k+1|k}) \cdot Q \cdot B(r_{k+1|k})^T$
- 6: $\Sigma'_k = H \cdot P' \cdot H^T$
- 7: **si** $\epsilon_{k+1}^2 \geq \mu \cdot \Sigma'_k$ **alors**
- 8: $r_{k+1|k+1} = 1$
- 9: **sinon**
- 10: $r_{k+1|k+1} = 0$
- 11: **fin si**
- 12: $P_{k+1|k} = F \cdot P_{k|k} \cdot F^T + B(r_{k+1|k+1}) \cdot Q \cdot B(r_{k+1|k+1})^T$
- 13: $\Sigma_k = H \cdot P_{k+1|k} \cdot H^T$
- 14: $K_{k+1} = P_{k+1|k} \cdot H^T \cdot \Sigma_k^{-1}$
- 15: $\hat{X}_{k+1|k+1} = \hat{X}_{k+1|k} + K_{k+1} \cdot \epsilon_{k+1}$
- 16: $P_{k+1|k+1} = (\mathbb{I}_4 - K_{k+1} \cdot H) \cdot P_{k+1|k}$
- 17: $k \leftarrow k + 1$
- 18: **fin tant que**

Ce test vérifie la présence ou non d'impulsion dans le signal temporel par la comparaison de la puissance de l'innovation ϵ_k^2 à la variance Σ_k .

- Si la puissance de l'innovation ϵ_k^2 est proche de la variance de l'innovation prédite Σ_k , on considère que l'on n'est pas en présence de collection de charges. ($r_k = 0$)
- Si ϵ_k^2 est plus grande que Σ_k d'un facteur μ qui est un seuil fixé, l'innovation est considérée comme significative, la présence de collecte de charges est alors détec-

tée. ($r_k = 1$)

Suite au test sur l'innovation, la variable r_k donne bien le mode dans lequel le système se trouve. Contrairement à un discriminateur à fraction constante, le filtrage non linéaire s'adapte alors quelle que soit la forme de l'impulsion. La précision temporelle associée à la datation des instants d'arrivée des événements photoniques et à la durée d'occupation du système pour chaque événement autorise alors la mesure du temps actif à des taux de comptage élevés.

b Le lissage

L'estimation de $\hat{X}_k$ est affinée par un lissage à rebours du temps appelé lissage « *backward* ». L'estimé à chaque k aura, au terme du filtrage puis du lissage, utilisé l'ensemble de l'échantillon : Elle est donc notée $\hat{X}_{k|N}$. Le lissage *backward* estime $\hat{X}_{k|N}$ par l'algorithme de Bryson et Frazier [Bryson 1963].

Algorithme 2 Lissage backward

Conditions initiales: $k=N$, $\lambda_{N+1|N}=0$, $\Lambda_{N+1|N}=0$

- 1: **tant que** $k > 0$ **faire**
 - 2: $F_k = F - K_k \cdot H$
 - 3: $\lambda_{k|N} = F_k^T \cdot \lambda_{k+1|N} + H^T \cdot V_k^{-1} \cdot \epsilon_k$
 - 4: $\Lambda_{k|N} = F_k^T \cdot \Lambda_{k+1|N} \cdot F_k + H^T \cdot V_k^{-1} \cdot H_k$
 - 5: $\hat{X}_{k|N} = \hat{X}_{k|k-1} + P_{k|k-1} \cdot \lambda_{k|N}$
 - 6: $P_{k|N} = P_{k|k-1} - P_{k|k-1} \cdot \Lambda_{k|N} \cdot P_{k|k-1}$
 - 7: $k \leftarrow k - 1$
 - 8: **fin tant que**
-

En résumé, il s'agit donc d'un débruitage mettant en œuvre un filtrage de Kalman bimodal ($k = 0 \rightarrow N$) et d'un lissage de Bryson et Frazier de chaque impulsion ($k = N \rightarrow 0$).

Les variances caractéristiques du système Q_b et Q_n la constante α et le seuil μ sont les seuls paramètres à régler pour une diode HPGé donnée. Il n'y a aucun *a priori*

sur la forme du signal, l'analyseur d'impulsions ADONIS s'auto-adapte quelles que soient les conditions expérimentales pour débruiter au mieux les signaux gamma.

c La construction de la séquence d'événements

Une fois que les séquences $r_{k|k}$ et $X_{k|N}$ ont été estimées sur un échantillon de longueur N , la datation d'occurrence, l'énergie et la durée de collecte des charges sont déterminées, de manière précise, pour chaque événement. Trois séquences sont alors construites par l'algorithme 3 :

- la séquence des énergies $\mathcal{E}_n$,
- la séquence des temps d'occupation $\mathcal{D}_n$,
- la séquence des instants d'occurrence $\mathcal{T}_n$.

Algorithme 3 Construction de la séquence des événements

Conditions initiales: $k=0$, $\eta=0$, $\xi=0$, $\delta=0$

```

1: tant que  $k < N$  faire
2:   si  $r_{k|k} = 1$  alors
3:      $\xi \leftarrow \xi + p_{k|N}$ 
4:      $\delta \leftarrow \delta + 1$ 
5:   sinon
6:     si  $r_{k-1|k-1} = 1$  alors
7:        $\mathcal{E}_n = \xi$ 
8:        $\mathcal{D}_n = \delta$ 
9:        $\mathcal{T}_n = k - \delta$ 
10:       $\xi \leftarrow 0$ 
11:       $\delta \leftarrow 0$ 
12:       $\eta \leftarrow \eta + 1$ 
13:     fin si
14:   fin si
15:    $k \leftarrow k + 1$ 
16: fin tant que

```

2.5 Performances du système

L'approche ADONIS pour le traitement du signal permet, en raison de l'absence de conditionnement des impulsions, de repousser les performances à hauts taux de comptage d'environ une décade en comparaison avec les analyseurs conventionnels utilisant un filtre adapté couplé à un PUR. De plus, le temps actif est estimé de manière précise en utilisant la variable d'occupation du système (r_k) fournie par le filtre de Kalman bimodal (cf. figure 2.2). En comparaison des systèmes conventionnels utilisant des PUR/LTC, cette mesure est bien plus robuste et plus simple d'usage.

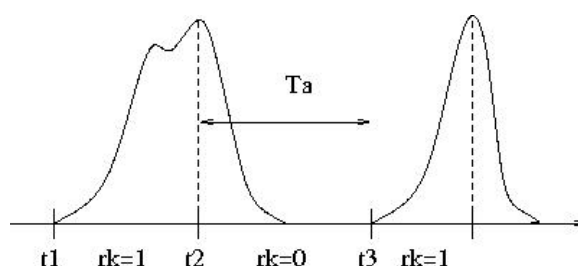


FIGURE 2.2: Illustration du principe de construction de la variable d'occupation du système ADONIS.

Le réglage de la constante de temps d'un filtre triangulaire/trapézoïdal donnera une résolution optimale pour un signal incident donné. Le filtre est réglé en préjugant le niveau d'activité du système mesuré. Il est donc, par sa construction, inadapté à la mesure d'activité variable dans le temps malgré les parades offertes par les méthodes de correction actif du temps mort. Le filtre non-linéaire ADONIS assure une résolution en énergie optimale quel que soit le niveau d'activité et les variations du signal (résolution fonction du taux de comptage incident). Il faut noter également l'absence de déficit balistique en raison de l'intégration du signal exclusivement sur le temps de collecte des charges et la garantie qu'un pic somme correspond strictement à la somme des impulsions qui le compose. Les caractéristiques métrologiques du système ADONIS ont fait l'objet d'une étude approfondie dans l'article [Plagnard 2004].

Afin d'illustrer les performances du système ADONIS, une étude comparative a été réalisée pendant la thèse entre le système ADONIS et l'analyseur LYNX

de la société CANBERRA qui fonctionne suivant un filtrage linéaire classique du signal [Coulon 2009d]. La figure 2.3 présente l'évolution de la FWHM du pic à 59 keV d'une source d' ^{241}Am en fonction du taux de comptage incident. La première constatation est que le système LYNX sature plus rapidement que le système ADONIS. La seconde est que le système LYNX devient plus performant en résolution que le système ADONIS lorsque le flux devient supérieur à 30 kcps. Ce phénomène s'explique par le fait que le filtre linéaire du système LYNX est réglé pour obtenir une résolution fixe. Cette résolution évolue donc faiblement avec le taux de comptage. La contrepartie est que le temps mort évolue d'autant plus rapidement que cette résolution est bonne. L'incertitude associée à l'estimation de ce temps (élevée pour les filtres linéaires) induit que la stabilité quantitative de la mesure n'est plus garantie. Pour le filtre non-linéaire ADONIS, la résolution évolue en fonction du taux de comptage afin de garantir la stabilité métrologique.

La figure 2.4 montre l'évolution du signal à 1,17 MeV d'une source de ^{60}Co (source fixe) parasitée par une source de ^{137}Cs (source variable). Le système ADONIS garantit une valeur stable du signal jusqu'à environ 5 Mcps (pour une source d' ^{241}Am), correspondant à la saturation du système (passage en mode fluctuation). Dès 600 kcps, le système LYNX n'est plus stable d'un point de vue quantitatif (soit environ une décade de moins).

Le traitement du signal ADONIS permet également, comme le montre la figure 2.5 de limiter au maximum le temps mort du système. De plus, le prototype ADONIS est capable de mesurer une activité malgré un temps mort de 99,99906 %, alors que l'analyseur LYNX devient aveugle à partir de 99,1 % de temps mort³. Les limitations d'ADONIS à hauts taux de comptage proviennent du préamplificateur mais pas de la métrologie.

³Le décrochage du système LYNX à 600 kcps est la valeur limite au-delà de laquelle ce système n'est plus fiable. Même si le système fournit un spectre à 1,2 Mcps, la fiabilité métrologique n'est plus garantie.

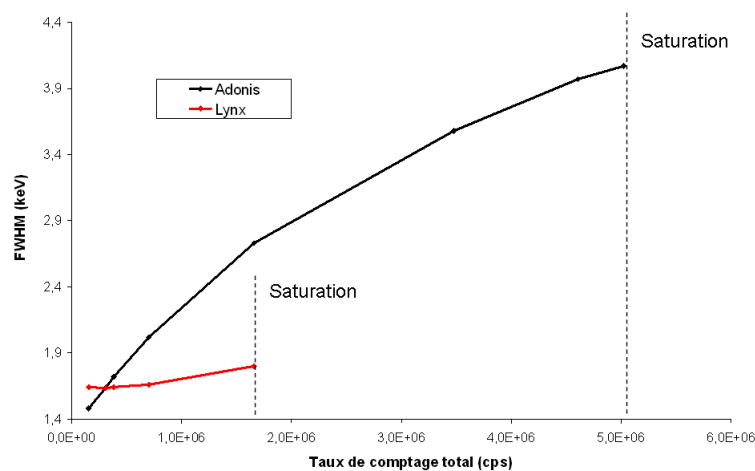


FIGURE 2.3: FWHM du pic à 59 keV de l' ^{241}Am vs. taux de comptage total.

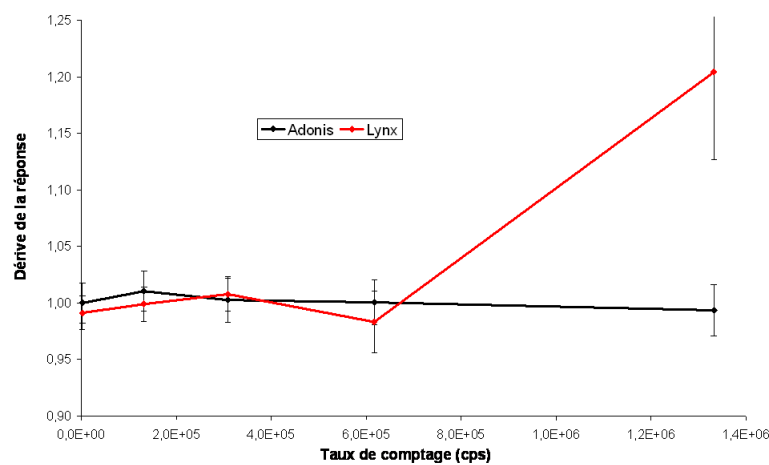


FIGURE 2.4: Stabilité métrologique à hauts taux de comptage (Source de référence ^{60}Co et source parasite ^{137}Cs).

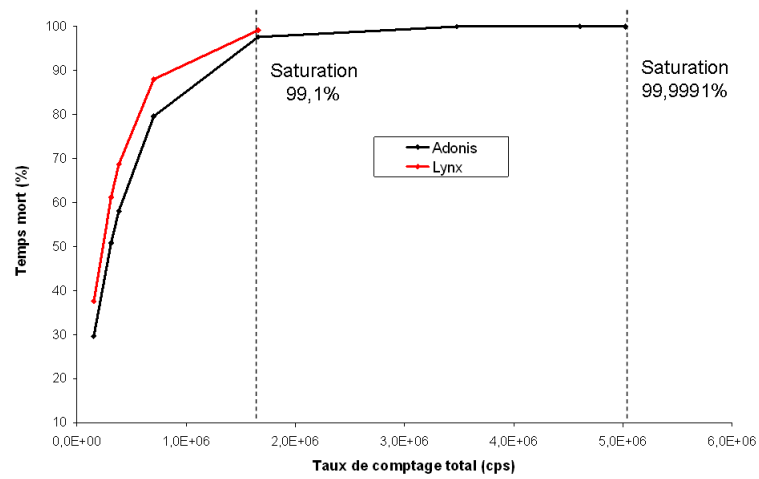


FIGURE 2.5: Evolution du temps mort en fonction du taux de comptage total.

2.6 Conclusion

Le système ADONIS pose, par la mise en œuvre d'un filtre non-linéaire à réponse impulsionnelle infinie, de nouvelles bases pour la spectrométrie gamma fonctionnant de manière autonome sans la moindre intervention de l'opérateur. Il permet surtout d'offrir une réponse robuste et stable pour le suivi d'activité variable en assurant une résolution énergétique et une mesure à hauts taux de comptages optimale. Il répond donc parfaitement à la problématique de suivi en ligne là où la spectrométrie gamma était contraignante à mettre en œuvre. Le tableau 2.1 synthétise l'apport du système ADONIS pour la spectrométrie gamma par rapport aux systèmes conventionnels.

TABLE 2.1: Apports du système ADONIS pour la spectrométrie gamma

	Spectrométrie conventionnelle	Spectrométrie ADONIS
Filtre	Linéaire RIF	Non linéaire RII
<i>A priori</i> sur le signal	Amplitudes variables Formes fixes Non empilées	Amplitudes variables Formes variables Empilée ou non
Réglage du filtre	Constante de temps (fonction du temps de comptage) Temps de plateaux	Sans (par construction)
Unités correctrices	<i>Baseline restorer</i> <i>PileUp Rejector</i> <i>Life-time Corrector</i>	Sans (par construction)
Résolution	Fixe (<i>a priori</i>)	Fonction du taux de comptage
Fiabilité métrologique	Non garantie à hauts taux de comptage	Garantie quel que soit le taux de comptage
Suivi d'activité	Constant	Variable
Limite en taux de comptage	6.10^5 cps	5 Mcps

La mesure des gamma retardés du sodium primaire peut donc être améliorée par les performances de suivi et de hauts taux de comptage du système ADONIS. Il est

alors envisageable d'obtenir pour la filière RNR-Na un système de détection plus rapide et plus précis des ruptures de gaines et, dans la mesure où un marqueur adéquat est disponible, un suivi précis de la puissance neutronique. Ce type de mesure de puissance par mesure d'émetteurs gamma n'a jamais été mis en œuvre sur les RNR-Na. Un effort important a été déployé pendant la thèse pour démontrer la faisabilité de cette mesure. Le chapitre suivant présente les calculs théoriques réalisés dans cet objectif.

Chapitre 3

Faisabilité du suivi de puissance

3.1 Introduction

En fonctionnement normal, les émetteurs gamma contenus dans le sodium primaire sont les produits d'activation neutronique. Ces radioéléments sont potentiellement des traceurs de la puissance du réacteur. L'apport d'un système complémentaire aux mesures neutroniques constituant un réel besoin pour l'exploitant de RNR-Na, les travaux de la thèse sont donc orientés vers cette problématique. Basé sur le retour d'expérience des REP et la modélisation de l'activation neutronique dans le cœur réacteur en géométrie Phénix, ce chapitre présente une étude de faisabilité du suivi de puissance des RNR-Na par produits d'activation. Les données obtenues serviront également de base à la préparation de l'essai sur Phénix.

3.2 L'état de l'art

Le suivi de puissance des REP par produits d'activation a été étudié pour la première fois au CEA par R. Tiberghien et R. Gariod dans les années 60 [Tiberghien 1962, Gariod 1964]. Le marqueur utilisé est l'azote 16 produit par réaction (n,p) sur les noyaux d'oxygène 16. Des études plus poussées débouchant sur des essais en centrale se sont déroulées dans les années 70 et 80. Résultant d'un accord tripartite CEA - Framatome - EDF, elles ont été menées à bien par B. Papin et P. Bernard et ont abouti par des essais sur la centrale EDF de Tricastin I [Papin 1981b]. L'étude concernait à la fois le suivi de puissance et la mesure de débit du modérateur par mesure gamma de l' ^{16}N [Coz 1981]. Ces dispositifs ont été étudiés également pour les réacteurs expérimentaux CABRI et SCARABE [Bernard 1980, Papin 1982b]. Les études ont débouché sur la mise en commun des connaissances acquises dans ce domaine lors d'une réunion à Boston en 1984 entre Westinghouse, EDF, CEA et Framatome [Papin 1984].

Bien que Framatome (maintenant AREVA NP) n'ait pas fait le choix d'appliquer cette technique pour les REP industriels, ce type de système est notamment utilisé sur le réacteur d'essais OSIRIS du CEA Saclay.

Actuellement, la mesure de l'azote 16 est toujours étudiée pour de nouvelles problématiques. La tomographie de l'écoulement des branches chaudes des REP est ainsi étudiée au CEA LIST. Une couronne de détecteurs a été installée récemment sur une boucle primaire du réacteur EDF sur le site de Cattenom. Une analyse tomographique a permis la reconstruction de la carte de l'écoulement du fluide caloporteur (voir chapitre 7.2.6) [Barouch 2006].

À notre connaissance, aucune mesure de ce type n'a été réalisée sur un RNR-Na de puissance. La section suivante présente l'étude de l'activation du sodium primaire pour étudier la faisabilité théorique du suivi de puissance pour la filière RNR-Na. Les produits d'activation du sodium sont listés dans le tableau 3.1 avec la réaction qui leur a donné naissance, leur section efficace pondérée par le flux neutronique rapide, leur période de décroissance, l'énergie des photons émis et les taux d'émission associés. Le

TABLE 3.1: Activation neutronique du sodium primaire

Réactions nucléaires	$^{23}\text{Na}(\text{n},\gamma)$	$^{23}\text{Na}(\text{n},\text{p})$	$^{23}\text{Na}(\text{n},\alpha)$	$^{23}\text{Na}(\text{n},2\text{n})$	$^{40}\text{Ar}(\text{n},\gamma)$
Produits d'activation	^{24}Na	^{23}Ne	^{20}F	^{22}Na	^{41}Ar
Sections efficaces (μb)	1400	355	230	6	818
Périodes de décroissance	15 h	37,2 s	11,03 s	2,6 ans	109 min
Energie des photons (MeV)	1,369 2,754	0,440 1,636	1,634	1,275	1,294
Taux d'émission	1 1	$3,3 \cdot 10^{-1}$ $1 \cdot 10^{-2}$	1	1	1

sodium primaire est isolé de l'air du ciel de pile par une couverture en argon. Cet argon, partiellement dissout de manière hétérogène dans le sodium (environ 0,02 ppm) sera également activé par le flux neutronique [Costa 1974].

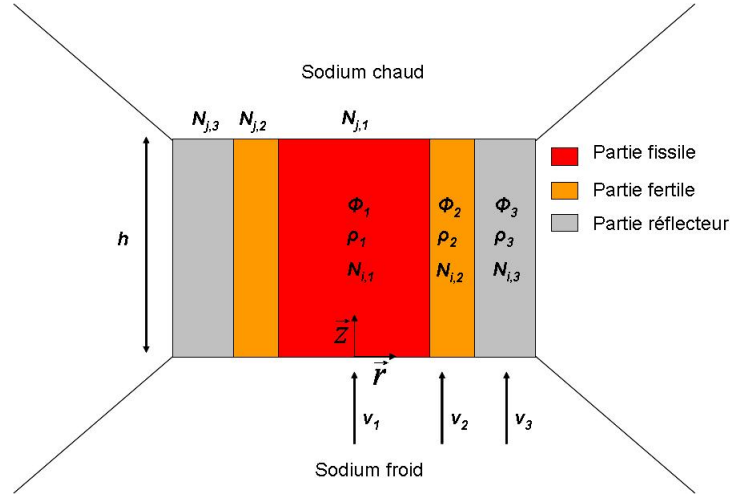


FIGURE 3.1: Schéma de principe de l'activation neutronique du sodium primaire.

3.3 Modélisation de l'activation neutronique

Un modèle d'activation du fluide caloporteur est proposé dans cette thèse. Il est basé sur le modèle développé pour les REP dans [Bernard 1980]. Le suivi de puissance par produits d'activation n'ayant jamais été étudié pour les RNR-Na, des hypothèses simplificatrices permettront d'obtenir un modèle simple assurant un niveau de précision en adéquation avec les incertitudes expérimentales associées à cette étude préliminaire. Le cœur est modélisé comme un cylindre où r est la distance à l'axe central et z la hauteur. L'activation est fonction du flux neutronique $\phi(E, r, z, t)$, de la densité en noyaux cibles $N_i(r, z, t)$ et de la vitesse du fluide $v(r, z, t)$. La grandeur recherchée est la densité atomique de traceur $N_j(t)$ en sortie du cœur réacteur. La figure 3.1 est un schéma de principe de la production de radio-traceurs par activation neutronique dans un cœur RNR-Na (type Phénix) pour un circuit caloporteur ouvert (le bouclage étant modélisé *a posteriori*).

La concentration en traceurs actifs d'indice j en fonction des coordonnées r, z, t est modélisée à partir de l'équation de conservation des atomes. Le bilan atomique fait intervenir un terme « source » provenant de l'activation par le flux neutronique et un terme « puits » lié à la décroissance radioactive. L'équation 3.1 relie le flux neutronique

à la concentration d'un traceur en tout point du cœur du réacteur.

$$\frac{\partial N_j}{\partial t} + \text{div } N_j \vec{v} = N_i \int_E \sigma_j(E) \phi(E) dE - \lambda_j N_j \quad (3.1)$$

Où :

- N_j est la concentration du produit d'activation d'indice j ,
- N_i est la concentration en noyaux cibles d'indice i ,
- $\sigma_j(E)$ est la section efficace de la réaction produisant les radionucléides d'indice j ,
- λ_j est la constante de décroissance radioactive du radionucléide d'indice j ,
- $\vec{v}$ est le champ de vitesse du sodium.

La puissance neutronique P est reliée au flux neutronique par l'équation 3.2 où E_f est l'énergie moyenne relâchée lors de la fission d'un noyau fissile d'indice f , N_f est la concentration atomique des noyaux fissiles d'indice f et $\sigma_f(E)$ est la section efficace de fission des noyaux fissiles d'indice f . Si la distribution en énergie du flux neutronique et le nombre moyen de neutrons générés par fission sont considérés comme invariants, une relation de proportionnalité peut être établie entre la puissance neutronique et le flux de neutrons. Nous verrons dans la pratique que cette hypothèse est vérifiée seulement au premier ordre.

$$P = 2\pi \int_z \int_r \sum_f E_f N_f \int_E \sigma_f(E) \phi(E) r dE dr dz \quad (3.2)$$

Les noyaux du caloporteur N_i sont activés par un flux neutronique $\phi(E, r, z, t)$ suivant les 4 dimensions suivantes :

- l'énergie des neutrons E ,
- la distance à l'axe central r ,
- la hauteur z le long de la colonne fissile de hauteur totale h ,
- le temps t .

Le comportement de la densité atomique, du flux neutronique et de la vitesse du sodium est étudié afin de détailler le phénomène d'activation et de résoudre le plus judicieusement possible l'équation 3.1 en géométrie Phénix.

3.3.1 La distribution en énergie

Le spectre du flux est un paramètre important pour le suivi de puissance. Les variations de la distribution en énergie en regard des évolutions de température et le taux de combustion ont un impact sur la fonction réponse du suivi de puissance par mesure gamma. Dans le cadre des REP, une étude récente réalisée au CEA SERMA a démontré par simulation APOLLO2, l'impact du taux de combustion sur la réponse en puissance du signal de l'azote 16 [Lokov 2007, Todorovaa 2008].

En effet, un spectre neutronique de REP présenté sur la figure 3.4 est composé de trois zones, une « rapide », une « épithermique » et une « thermique ». Lors d'un cycle de combustion, la concentration en atomes de ^{239}Pu va augmenter par rapport à celle des atomes d' ^{235}U . Le spectre d'émission neutronique du ^{239}Pu étant légèrement plus dur que le spectre d'émission de l' ^{235}U (cf. figure 3.2), le rapport de la composante « rapide » par rapport à la composante « thermique » du flux va augmenter pour un flux total donné. La réaction (n,p) sur les noyaux de ^{16}O étant une réaction à seuil dans le domaine rapide, l' ^{16}N est donc produit seulement par la composante « rapide » du flux neutronique. Il est donc un marqueur du taux de combustion pour un flux neutronique donné. La figure 3.3 montre l'évolution de la composante rapide du signal en fonction du taux de combustion pour un REP-1300. Le suivi du flux neutronique des REP par ^{16}N est intrinsèquement limité par ce phénomène.

Dans un réacteur RNR-Na, le spectre neutronique n'a qu'une composante « rapide » comme l'illustre le spectre type Phénix présenté sur la figure 3.5. Le rapport des concentrations atomiques du ^{239}Pu et de l' ^{235}U évolue également en fonction du taux de combustion et de la surgénération. Ce point n'a pas été étudié expérimentalement dans cette thèse, l'évolution de la distribution en énergie devra être prise en compte dans les études à venir afin d'améliorer la compréhension du phénomène d'activation.

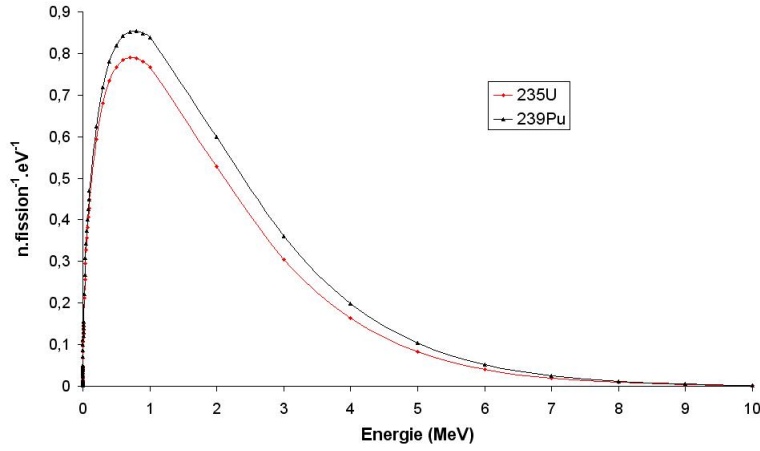


FIGURE 3.2: Spectres de Watt de l'uranium 235 (paramètres 1,04 et 2,29) et du plutonium 239 (paramètres 1,02 et 2,50).

Les sections efficaces microscopiques de capture neutronique des noyaux de ^{23}Na sont présentées sur la figure 3.6. Dans la suite du document, une notation faisant intervenir la « section efficace intégrale » et le « flux neutronique total » est adoptée telle que :

$$\begin{cases} \phi &= \int \phi(E) dE \\ \sigma &= \frac{\int \sigma(E) \phi(E) dE}{\phi} \end{cases} \quad (3.3)$$

Les équations 3.1 et 3.2 deviennent :

$$\begin{cases} \frac{\partial N_j}{\partial t} + \text{div}(N_j \vec{v}) = N_i \sigma_j \phi - \lambda_j N_j \\ P = 2\pi \int_z \int_r \sum_f E_f N_f \sigma_f \phi r dr dz \end{cases} \quad (3.4)$$

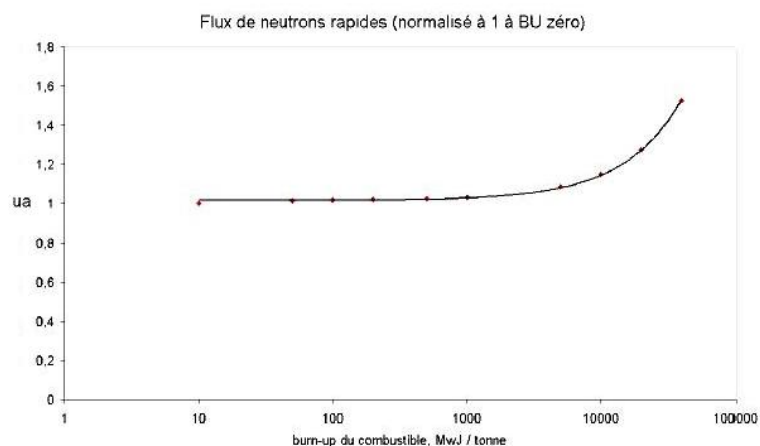


FIGURE 3.3: Flux relatif de neutrons rapides (gamme d'énergie allant de 10,2 à 19,6 MeV en fonction du taux de combustion pour un REP-1300 simulé (APOLLO2) en milieu infini à 3800 MWth (extrait de [Lokov 2007]).

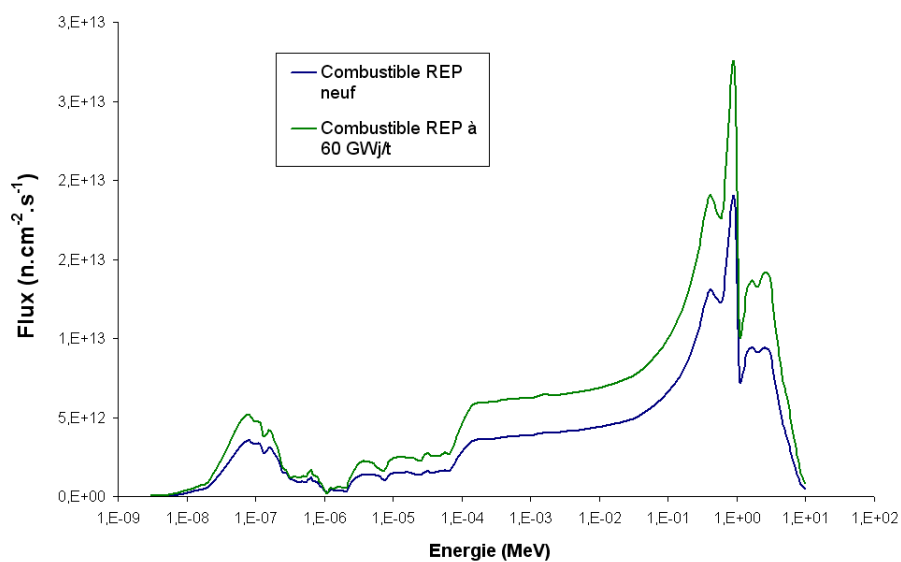


FIGURE 3.4: Spectres neutroniques de type REP UO₂ 3,7 % à 99 groupes (source CEA).

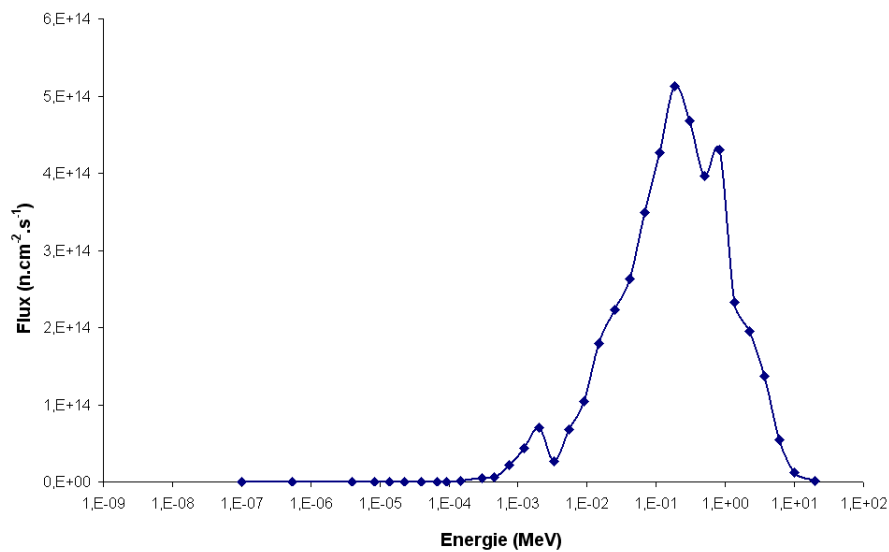


FIGURE 3.5: Spectre neutronique de Phénix à 33 groupes en énergie (source CEA).

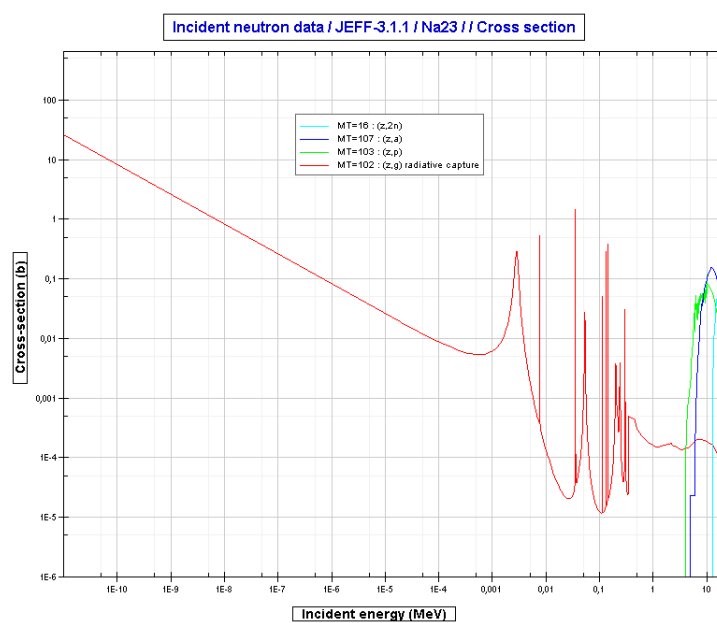


FIGURE 3.6: Section efficace d'activation du sodium 23 (source [NEA/OECD 2004]).

3.3.2 L'évolution temporelle

La variable temporelle t est associée aux variations de flux $\phi(t)$. Nous cherchons ici à modéliser l'activation lors du passage du caloporteur sodium dans le flux neutronique dont la durée est de l'ordre du dixième de seconde dans la partie fissile du cœur où la majorité de la puissance est relâchée. Il est raisonnable de considérer que les gradients d'évolution du flux neutronique sont négligeables en regard du temps d'irradiation du sodium, soit : $\frac{\partial \phi}{\partial t} = 0$ et $\frac{\partial N_j}{\partial t} = 0$. Notons également que le vecteur vitesse du fluide peut être considéré comme unidirectionnel $\vec{v} = v(z) \cdot \vec{e}_z$. L'équation 3.4, en régime permanent, devient :

$$v \frac{\partial N_j}{\partial z} + N_j \frac{\partial v}{\partial z} = N_i \sigma_j \phi - \lambda_j N_j \quad (3.5)$$

La solution de l'équation différentielle 3.5 est :

$$N_j(z) = \int_0^z \frac{\sigma_j N_i(s) \phi(s)}{v(s)} e^{-\int_s^z \frac{\lambda_j + \frac{\partial v(u)}{\partial z}}{v(u)} du} ds \quad (3.6)$$

Cette équation est résolue numériquement par une discrétisation sur l'axe radial $\vec{r}$ et sur l'axe vertical $\vec{z}$ comme le présente la section suivante.

3.3.3 La distribution spatiale

Une étude réalisée à l'aide du code TRIPOLI4, largement validé pour la simulation du transport des neutrons et les calculs neutroniques en réacteurs à fission, a permis de simuler une géométrie simplifiée du cœur Phénix [Michel 2009, Carnoy 1979]. Les résultats présentés dans l'annexe C, nous permettent d'avoir une vision simplifiée de la distribution de puissance dans le cœur (cf. figures 3.7 et 3.8). La contribution des couvertures fertiles au taux de fission est inférieure à 10 % pour un chargement en combustible neuf. Dans cette étude nous avons modélisé l'activation du sodium en considérant seulement ce cas de figure. Pour affiner la présente étude, l'enrichissement des couvertures fertiles au cours des différents cycles de fonctionnement doit être pris en compte dans les modèles futurs.

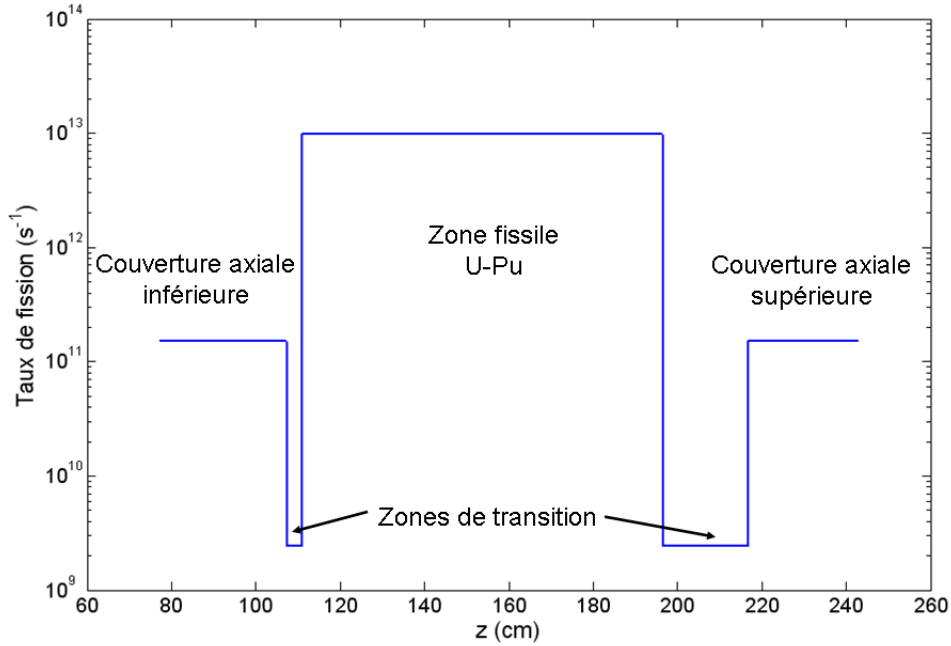


FIGURE 3.7: Profil axial simplifié des taux de fission (simulation TRIPOLI4).

Les taux de réaction statiques dans le sodium ont également été calculés, mais l'aspect dynamique de l'activation dans le cœur n'étant pas pris en compte (mouvement du fluide), ces données ne peuvent pas être exploitées. Au regard de ces simulations et des données techniques sur le réacteur Phénix, les profils axiaux et radiaux sont simplifiés pour résoudre l'équation 3.4.

a La distribution radiale

Le profil radial de puissance est déformé en fonction du cycle de chargement, du taux de combustion des assemblages et de l'enfoncement des barres de contrôles. Le cœur est alors divisé radialement en trois parties où la vitesse, le flux neutronique et la densité atomique en noyaux de ²³Na sont considérés comme constants pour une hauteur donnée. L'équation 3.6 est alors divisée en trois équations (cf. équation 3.7), pour résoudre dans chaque zone d'indice c , l'activation neutronique du sodium. Les données présentées dans le tableau 3.2 sont extraites du document [Jallade 1988]. Les calculs des

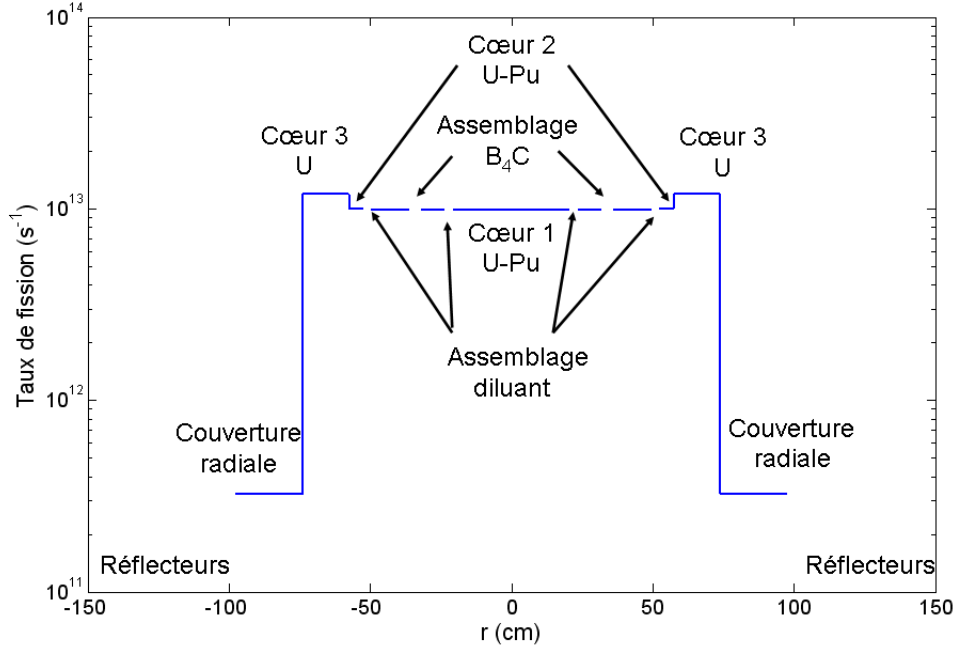


FIGURE 3.8: Profil radial simplifié des taux de fission (simulation TRIPOLI4).

surfaces équivalent sodium ont été reportés dans l'annexe A.

$$N_{c,j}(z) = \int_0^z \frac{\sigma_j N_{c,i}(s) \phi_c(s)}{v_c(s)} e^{-\int_s^z \frac{\lambda_j + \frac{\partial v_c(u)}{\partial z}}{v_c(u)} du} ds \quad (3.7)$$

Les profils radiaux du flux neutronique, de la vitesse et de la densité atomique du ^{23}Na sont présentés dans la figure 3.9 relativement à la zone fissile.

b La distribution axiale

L'équation 3.7 est finalement résolue en discrétisant l'axe z avec un pas Δ_k (voir annexe B). Une fonction sinusoïdale est communément utilisée pour modéliser au premier ordre le profil axial de puissance. Ainsi le flux à l'altitude k est calculé par l'équation $\phi_{c,k} = \phi_{c,\bar{h}} \sin(\frac{\pi k}{h})$ où h est la hauteur de la colonne fissile conditionnée par la position des barres de commande et $\phi_{c,\bar{h}}$ le flux maximal (supposé au milieu de la colonne fissile $\bar{h}$) [Reuss 2003]. Bien que le profil axial du flux neutronique d'un RNR-

TABLE 3.2: Informations techniques sur les différentes zones du cœur Phénix (données de [Jallade 1988](combustible neuf))

Zones	Assemblages fissiles $c = 1$	Assemblages fertiles $c = 2$	Assemblages réflecteurs $c = 3$
Répartition de puissance	90,7 %	8,7 %	0,6 %
Répartition de débit	84 %	14 %	2 %
Surface de sodium (cm ²)	7076	9749	17926

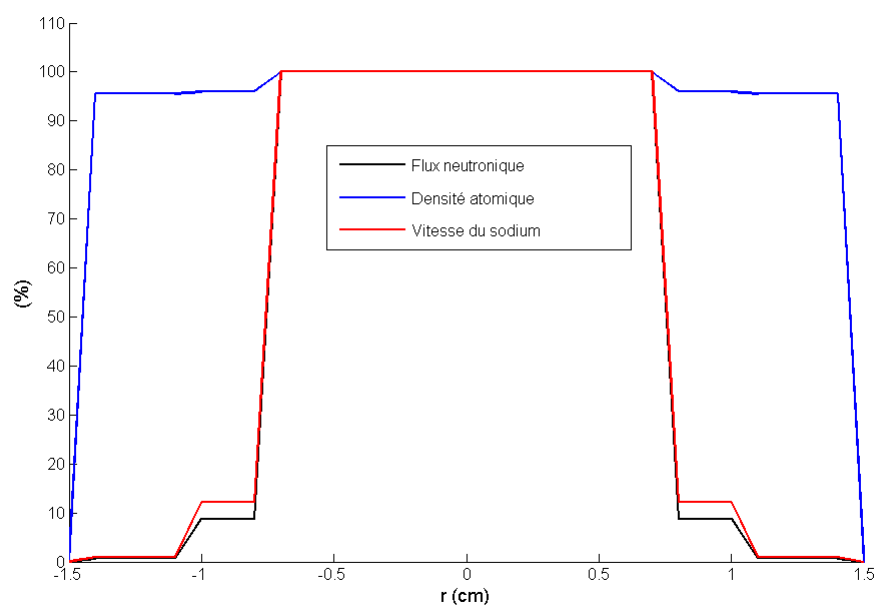


FIGURE 3.9: Profils radiaux simulés du flux, de la densité atomique et de la vitesse du sodium.

Na est une fonction plus compliquée dans la pratique (évoluant en fonction du taux de combustion), il est modélisé dans notre étude préliminaire en négligeant la contribution

des couvertures axiales.

À chaque point (c, k) , l'élévation de température $T_{c,k}$, l'évolution de la densité atomique en noyaux cibles $N_{i,c,k}$ et de la vitesse du sodium $v_{c,k}$ sont estimées par le calcul de la quantité de chaleur relâchée et par l'application de la loi de conservation du débit massique (cf. système 3.8) :

$$\begin{cases} Q_{c,k} &= \frac{\phi_{c,k} \epsilon_f}{\bar{n} v_{c,k} \rho_c(T_{c,k-1})} \\ T_{c,k} &= T_{c,k-1} + \frac{Q_{c,k-1}}{C_{pc}(T_{c,k-1})} \\ N_{i,c,k} &= \frac{\rho_c(T_{c,k}) \mathcal{N}_A}{A} \\ v_{c,k} &= \frac{\rho_c(T_{c,k-1})}{\rho_c(T_{c,k})} v_{c,k-1} \end{cases} \quad (3.8)$$

Où :

- Q_c est la quantité de chaleur relâchée,
- $\bar{n}$ est le nombre moyen de neutrons générés par fission,
- ϵ_f est l'énergie moyenne relâchée par fission,
- ρ_c est la masse volumique du sodium,
- C_{pc} est la chaleur spécifique du sodium,
- $\mathcal{N}_A$ est le nombre d'Avogadro,
- A est la masse molaire du sodium.

À partir de ce modèle (équations 3.7 et 3.8), les profils axiaux de flux neutroniques, de vitesses du caloporteur et de densités atomiques en sodium 23 sont tracés (cf. figure 3.10). Le long de la colonne fissile la masse volumique diminue de 3,5 %, la vitesse du sodium augmentant dans la même proportion. Le phénomène d'activation neutronique du sodium est illustré par :

- la figure 3.11 présentant l'évolution de la concentration des différents produits d'activation le long de la colonne fissile
- et la figure 3.12 montrant les profils d'activation du ^{20}F dans les différentes zones du cœur réacteur.

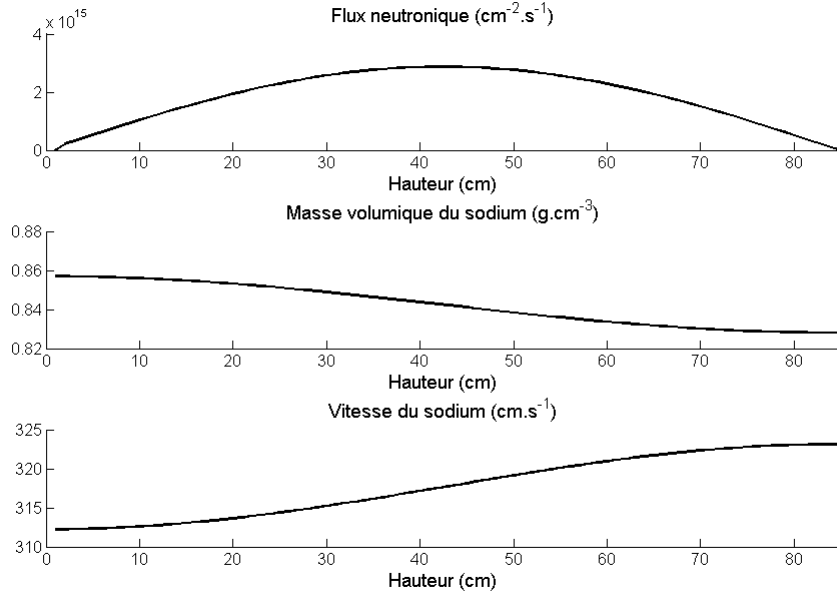


FIGURE 3.10: Simulation des profils axiaux du flux neutronique, de la vitesse et de la densité du sodium primaire dans le cœur réacteur.

À la fin du processus d'irradiation ($z = h$), la concentration globale est calculée par pondération de la contribution des zones du cœur (voir équation 3.9). Ainsi, d'après ces estimations, les radio-traceurs sont produits à 87,6 % dans la zone des assemblages fissiles, à 10,8 % dans la zone des assemblages fertiles et à 1,6 % dans la zone des assemblages réflecteurs.

$$N_j = \frac{\sum_c N_{j,c}(h) S_c v_c}{\sum_c S_c v_c} \quad (3.9)$$

La précision associée à cette estimation dépend de la méthode (les résultats produits par différents modèles sont présentés dans l'annexe B), mais surtout des approximations réalisées sur les profils radiaux et axiaux (influence de l'enrichissement et du *burn-up*), de l'estimation du flux neutronique et des données nucléaires utilisées. Les écarts entre les différentes données nucléaires peuvent être significatifs comme le montre le tableau 3.3. Quelle que soit l'évaluation, les écarts proviennent du fait que les sections

¹ND = Non Disponible.

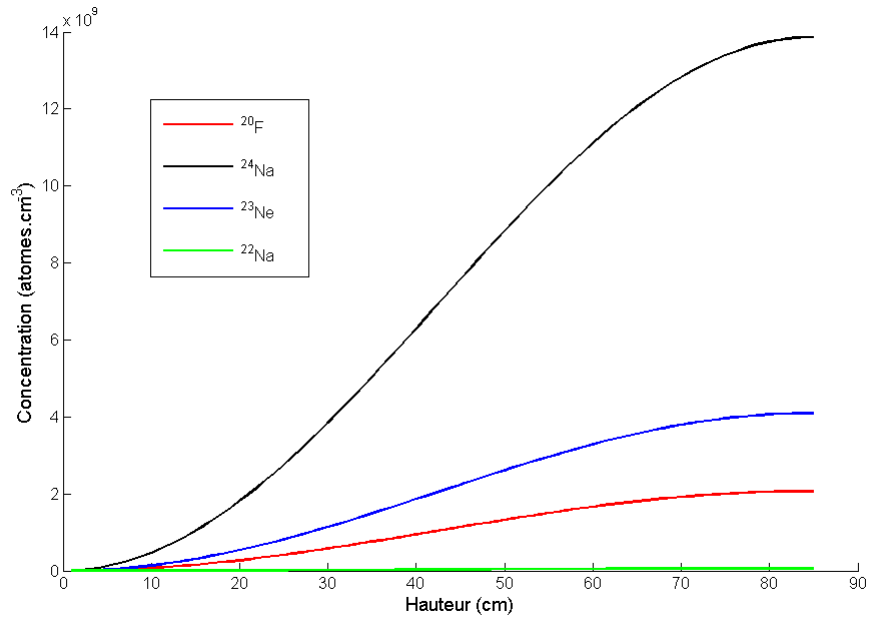


FIGURE 3.11: Profils axiaux simulés des concentrations en produits d'activation dans la zone fissile du cœur réacteur.

efficaces n'ont pas été mesurées au delà de 14 MeV et que les modèles utilisés donnent des résultats différents entre-eux et parfois aberrants (voir figure 3.13). Ainsi, l'évaluation JEFF3.1.1 est la moins douteuse. Les méthodologies d'obtention des données des réactions nous concernant sont présentées ci-dessous :

- La section efficace de la réaction $^{23}\text{Na}(n,\alpha)^{20}\text{F}$ est évaluée à partir de données expérimentales jusqu'à 9 ou 12 MeV et par calcul au-delà [Williamson 1961, Bass 1966, Young 1977].

TABLE 3.3: Concentrations primaires (atomes.cm⁻³) évaluées en sortie de cœur réacteur pour une puissance de 350 MWth

Evaluation	JEFF3.1.1	ENDF/B7.0	BROND2.2	JENDL3.3	CENDL2.1
^{24}Na	$1,32.10^{10}$	$1,50.10^{10}$	$1,57.10^{10}$	$1,37.10^{10}$	$1,33.10^{10}$
^{23}Ne	$3,51.10^9$	$3,48.10^9$	$2,15.10^9$	$3,51.10^9$	$3,89.10^9$
^{20}F	$2,15.10^9$	$2,24.10^9$	$2,15.10^9$	$2,51.10^9$	$1,95.10^9$
^{22}Na	$5,60.10^7$	$9,00.10^7$	$9,97.10^7$	$5,76.10^7$	$6,07.10^7$
^{41}Ar	$1,63.10^2$	$1,63.10^2$	ND ¹	$1,63.10^2$	ND

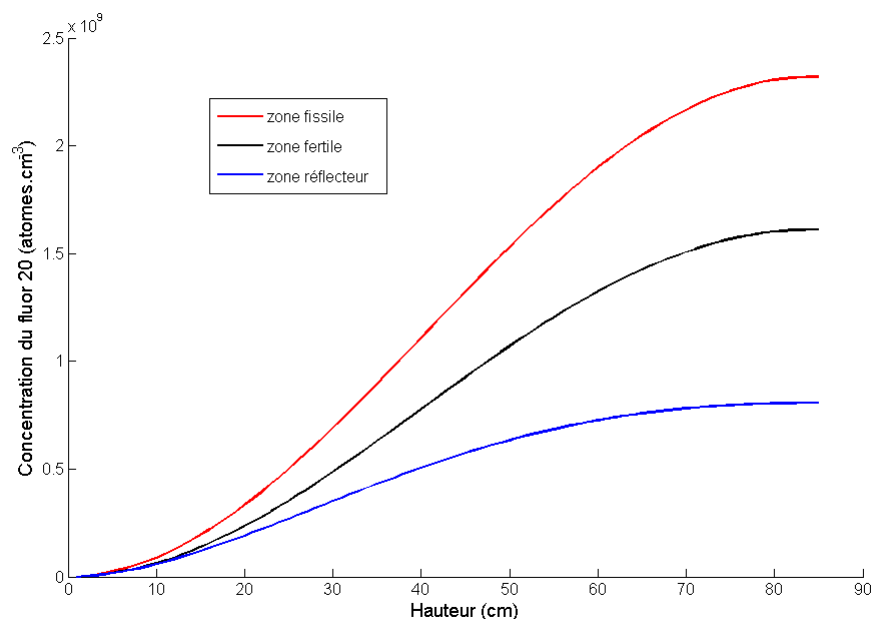


FIGURE 3.12: Profils axiaux simulés des concentrations du ^{20}F dans les différentes zones du cœur.

- La section efficace de la réaction $^{23}\text{Na}(n,2n)^{22}\text{Na}$ est entièrement évaluée à partir de données expérimentales [Adamski 1980].
- La section efficace de la réaction $^{23}\text{Na}(n,p)^{23}\text{Ne}$ est évaluée à partir de données expérimentales jusqu'à 10 MeV et par calcul au-delà de 10 MeV [Williamson 1961, Young 1977].
- La section efficace de la réaction $^{23}\text{Na}(n,\gamma)^{24}\text{Na}$ est évaluée à partir de données expérimentales [Larson 1972].
- La section efficace de la réaction $^{40}\text{Ar}(n,\gamma)^{41}\text{Ar}$ est évaluée à partir de données expérimentales jusqu'à 14,5 MeV et par calcul au-delà de 14,5 MeV [Macklin 1989].

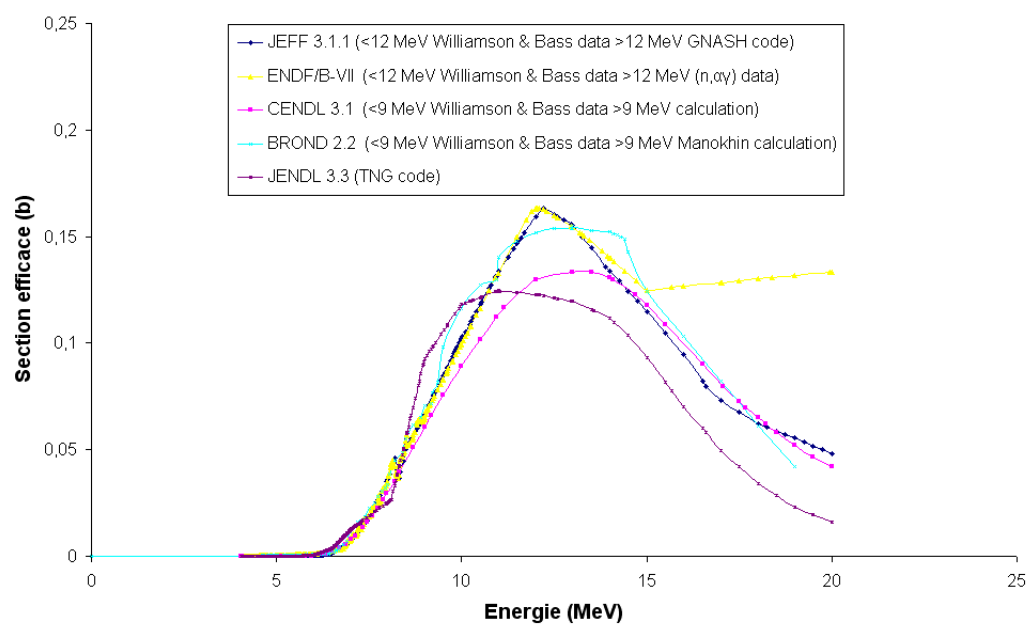


FIGURE 3.13: Section efficace de la réaction $^{23}\text{Na}(n,\alpha)^{20}\text{F}$.

TABLE 3.4: Les concentrations cumulées en sortie de cœur réacteur à 350 MWth

Radionuclide	Transitoire (99%) (99%)	Taux d'augmentation (cm ⁻³)	Concentration cumulée
²⁴ Na	4 jours	× 664	8,78.10 ¹²
²³ Ne	4 min	× 1,052	3,96.10 ⁹
²⁰ F	70 s	× 1,0001	2,15.10 ⁹
²² Na	19 ans	× 1.10 ⁶	5,66.10 ¹³
⁴¹ Ar	13 heures	× 81	1,32.10 ⁴

3.4 Modélisation de l'accumulation

Au cours d'un cycle de refroidissement, les radioéléments de période radioactive suffisamment longue vont passer une, voire plusieurs fois dans le flux neutronique. Un phénomène d'accumulation apparaît, provoquant un transitoire de la concentration atomique du traceur pour une variation de puissance donnée. Dans le cadre du suivi de puissance par produits d'activation, il est important de choisir un traceur de faible période de décroissance vis-à-vis du temps de séjour moyen du cycle caloporteur. Le temps de bouclage est largement distribué en raison de la dilution importante (en particulier dans un réacteur intégré). Cette distribution n'a jamais été simulée pour le réacteur Phénix, un temps de transit moyen en condition nominale $\tau = 117$ s est donc par défaut utilisé pour modéliser cet effet (valeur issue de [Rion 1988b]). L'accumulation est modélisée par la suite arithmétique 3.10 où n est le numéro du cycle.

$$\begin{aligned}
N_j(n+1) &= N_j(n)e^{-\lambda_j\tau} + N_j(0) \\
\Leftrightarrow N_j(n) &= N_j(0)\left(1 + \sum_{i=1}^{i=n} e^{-i\lambda_j\tau}\right) \\
\Leftrightarrow N_j(\infty) &= N_j(0)\left(1 + \frac{e^{-\lambda_j\tau}}{\lambda_j\tau}\right)
\end{aligned} \tag{3.10}$$

La concentration converge de $N_j(0)$ à $N_j(\infty)$ avec un taux d'augmentation et une durée de régime transitoire différent suivant les radioéléments (cf. tableau 3.4 et figure 3.14). Ces estimations donnent un ordre de grandeur des concentrations en produits d'activation, elles serviront de base à l'étude de mise en place de l'essai et aux simulations numériques associées (voir chapitre 5).

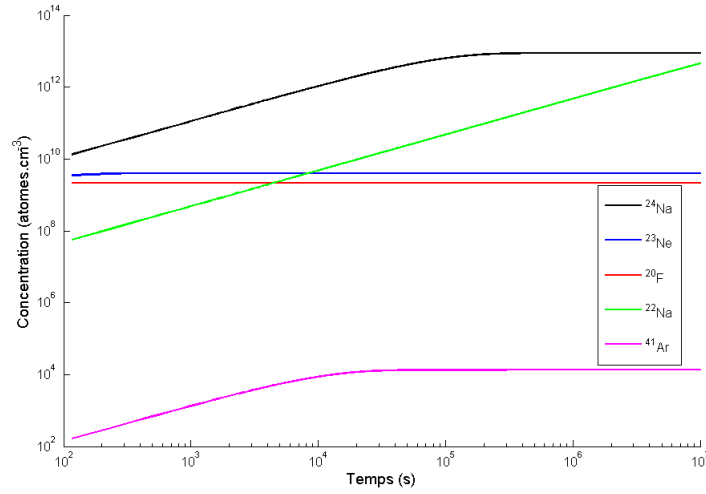


FIGURE 3.14: Simulation de l'effet d'accumulation.

Dans l'objectif de réaliser un suivi de puissance, l'effet d'accumulation introduit un premier temps de réponse (délai physique) nécessaire à la disparition du régime transitoire d'accumulation. Ainsi, le ^{22}Na et le ^{24}Na ne peuvent pas être utilisés dans la conception d'un système de suivi rapide de la puissance. Par contre, l'effet d'accumulation est très faible, voire négligeable pour le ^{20}F et le ^{23}Ne . Nous avons donc accès, pour la filière RNR-Na à deux marqueurs, potentiellement mesurables, de la puissance neutronique.

Il est important pour approfondir le présent modèle d'accumulation, de prendre en compte la distribution en temps de séjour d'un cycle primaire et son évolution en fonction de la température et du débit du caloporteur².

²Il a été envisagé pendant la thèse de réaliser une simulation thermohydraulique complète de la cuve primaire du réacteur Phénix (code TRIO.U) [Bieder 2008].

3.5 La chimie des produits d'activation

En dehors du cœur réacteur, les radio-traceurs produits par activation se comportent, aux phénomènes chimiques près, comme la vitesse et la température du sodium. Un traceur de puissance doit donc être parfaitement incorporé au fluide primaire analysé. En effet, une sédimentation introduirait un nouveau paramètre difficile à contrôler pour relier une activité gamma mesurée à la puissance neutronique. Sur les quatre produits d'activation, trois sont parfaitement dilués dans le caloporteur, le ^{22}Na et le ^{24}Na étant des isotopes du sodium et le ^{20}F formant du NaF. Seul le ^{23}Ne et l' ^{41}Ar , qui sont des gaz rares non actifs chimiquement, peuvent dégazer du sodium [Costa 1974]. Il est important de noter qu'aucun produit d'activation ne s'accumule par sédimentation sur les structures du circuit primaire (contrairement aux produits de corrosion).

3.6 Conclusion

La présente étude de l'activation du caloporteur des RNR-Na montre que le suivi de puissance par produits d'activation est théoriquement possible. Le ^{23}Ne et le ^{20}F sont potentiellement des marqueurs de puissance performants pour la filière RNR-Na. Le tableau 3.5 récapitule les avantages et les inconvénients des différents produits d'activation pour cette problématique.

Le fluor 20 est un marqueur passif particulièrement approprié à cette mesure en raison de son taux de production significatif, de sa faible période de décroissance et de son affinité chimique avec le sodium. Il autorisera une mesure du flux neutronique rapide et précise (pas de délai lié au phénomène d'accumulation). Le néon 23 est tout aussi performant que le fluor 20 avec un taux d'accumulation toutefois plus significatif et un rapport signal à bruit plus faible (photons de plus faible énergie).

La présente technique de suivi de puissance a une mise en œuvre différente de celle des REP. L'azote 16 présente un taux de production important émettant des photons de haute énergie de 6,13 MeV et 7,12 MeV sans autres produits d'activation émettant à plus haute énergie. Le signal est donc peu bruité sur la composante énergétique, l'azote 16 peut être analysé par des détecteurs peu résolus en énergie comme des scintillateurs inorganiques. La mesure du fluor 20 et surtout du néon 23 est quant à elle bruitée par le signal diffusé et le fond Compton induit par le sodium 24. L'utilisation d'un détecteur de haute résolution énergétique (type HPGe cryostaté) et un traitement du signal ADONIS est indispensable. La mesurabilité de ces marqueurs va également dépendre de la configuration de la mesure sur le réacteur. La figure 3.15 présente l'évolution de l'activité des radiotraceurs en fonction du temps de transit dans la ligne de prélèvement du sodium primaire. Assurer un temps de transit faible est donc le premier pré-requis pour optimiser le rapport des signaux ^{20}F et ^{23}Ne par rapport au bruit du ^{24}Na .

Ce chapitre a prouvé l'intérêt que peut avoir un système de spectrométrie gamma en ligne sur un échantillon de sodium primaire pour la filière de RNR-Na de génération IV. Un suivi de puissance auxiliaire utilisant la mesure de l'activité du ^{20}F

TABLE 3.5: Comparaison des caractéristiques des produits d'activation en vue de la mesure en suivi de la puissance neutronique

Radionuclides	Delai de réponse (accumulation)	Rapport signal à Bruit (Limite de détection)	Conclusion
^{24}Na	— — $T_{1/2} = 15$ heures	+ + + $E_\gamma = 2,754$ MeV	Système lent Grande dynamique
^{22}Na	— — — $T_{1/2} = 2,6$ ans	— $E_\gamma = 1,275$ MeV	Système très lent Dynamique limitée
^{20}F	+ + + $T_{1/2} = 11$ s	+ + $E_\gamma = 1,634$ MeV	Système rapide Dynamique limitée
^{23}Ne	+ + $T_{1/2} = 23$ s	+ $E_\gamma = 440$ keV	Système rapide Dynamique limitée

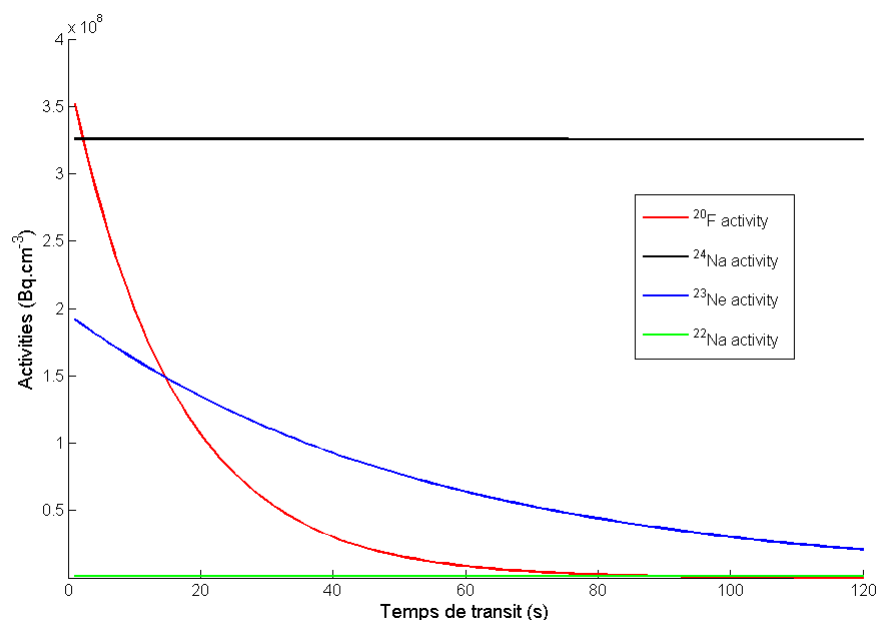


FIGURE 3.15: Evolution de l'activité des produits d'activation dans un échantillon de sodium primaire en fonction du temps de transit.

et du ^{23}Ne pourrait apporter une information supplémentaire, potentiellement plus représentative du taux de fission que les actuelles mesures sous-cuve et, comme nous le démontrerons dans la suite du document, moins dépendante de la température et du phénomène de combustion que la même technique associée aux REP.

Le chapitre suivant présente l'essai de spectrométrie gamma mis en place sur le réacteur Phénix en vue de valider expérimentalement cette étude théorique.

Troisième partie

Validation expérimentale

Chapitre 4

L'essai de spectrométrie gamma

4.1 Introduction

Les conditions inhérentes à la mise en œuvre d'un essai sur une centrale nucléaire en exploitation ont nécessité une préparation en amont importante ainsi qu'une gestion quotidienne du planning des essais. Le déploiement du système ADONIS sur la centrale Phénix du centre CEA de Marcoule a été mené à bien en collaboration avec l'équipe CEA et EDF, exploitants de la centrale, et l'équipe AREVA NP, prestataire de la réalisation du chantier sur la centrale.

L'enjeu de cet essai consistait à réaliser une mesure par spectrométrie gamma du caloporteur primaire et de prouver, dans l'optique de l'étude du suivi de puissance, la faisabilité de la mesure du marqueur radioactif ^{20}F .

4.2 Le déploiement de l'essai sur Phénix

La première étape a été de définir l'emplacement le plus adéquat pour installer le système ADONIS. La mesure de spectrométrie gamma doit être réalisée au plus près en termes de temps de transit de la sortie du cœur réacteur au point de mesure, dans le but d'améliorer la statistique de comptage provenant du fluor 20. Suite aux premières réunions techniques et à l'étude des plans de remontage de la centrale, nous nous sommes naturellement orientés vers le circuit de purification du sodium primaire (i.e. circuit PS).

4.2.1 Le circuit de purification du sodium

Ce circuit permet par un prélèvement en continu du sodium de la cuve primaire de purifier le sodium d'éventuelles impuretés. En effet, il est important de garantir une qualité dite « nucléaire » du sodium pour éviter le bouchage des tuyauteries et de limiter la corrosion des structures en acier. Ce circuit contient deux pièges froids. Un seul est exploité et permet de piéger par refroidissement¹, l'oxygène et l'hydrogène introduits lors des phases de manutention du combustible ainsi que les produits de fission et les produits de corrosion [Feron 1978].

Après prélèvement, la tuyauterie PS04 achemine le sodium jusqu'au réservoir RE01 placé en amont des pièges froids comme le montre le schéma du circuit de purification (PS) de la figure 4.1. Le but étant de mesurer le sodium au plus près du bloc réacteur, le local initialement prévu pour l'essai a donc été le local PS1412 présenté sur la figure 4.2. Celui-ci, juxtaposé au bloc réacteur, contient un grand nombre de tuyauteries tels que :

- les lignes d'arrivée et de retour du circuit de purification du sodium respectivement PS101 et PS119,
- les six lignes d'arrivée de la cellule du bloc de Détection de Neutrons Différés Global (DND/G, cf. chapitre 1.4.2) PS413, PS415, PS417, PS419, PS421, PS423 et la ligne de retour PS401,
- les lignes du circuit de purification de l'argon de couverture PA102, PA109, PA710.

¹La solubilité dans le sodium diminue avec la température.

La mesure de la tuyauterie PS101 a été la première configuration envisagée. Un temps de transit minimal du sodium à partir du point de piquage en cuve était alors assuré. Rapidement, cette option a été abandonnée en raison de la localisation du prélèvement dans le collecteur froid du réacteur. L'hydraulique complexe du sodium dans les pompes et les échangeurs primaires aurait rendu toute corrélation des activités mesurées avec le flux neutronique difficile à interpréter. Par ailleurs, les données thermohydrauliques n'étaient pas disponibles.

Les seuls prélèvements situés dans le collecteur chaud sont les prélèvements d'alimentation du bloc DND/G réalisés à l'entrée des échangeurs intermédiaires. La seconde configuration de l'essai, toujours dans le local 1412, est devenue la mesure de la ligne de retour PS401 du système DND/G placée à quatre mètres de hauteur dans le local PS1412. L'avantage de ce nouvel échantillon est la possibilité d'obtenir une corrélation plus pertinente avec le flux neutronique (sodium chaud et moyennage des distorsions hydrauliques par prélèvements multiples) ainsi qu'une maîtrise des temps de transit. Le détecteur devait être placé au sol du local et un collimateur devait être construit pour viser au mieux la tuyauterie PS401, comme l'illustre la figure 4.3.

Finalement, en raison de problèmes liés à la radioprotection, à l'accessibilité et à la difficulté d'évaluer l'ambiance de la mesure, la localisation de l'essai dans le local PS1412 a été abandonnée au profit du local PS1602. Contrairement au local PS1412, celui-ci n'est pas sous atmosphère d'azote. Il est accessible à partir du hall réacteur après vidange des circuit PS (cf. figure 4.4). Dans cette nouvelle configuration, c'est le sodium primaire contenu dans les capacités du bloc DND/G qui est mesuré.

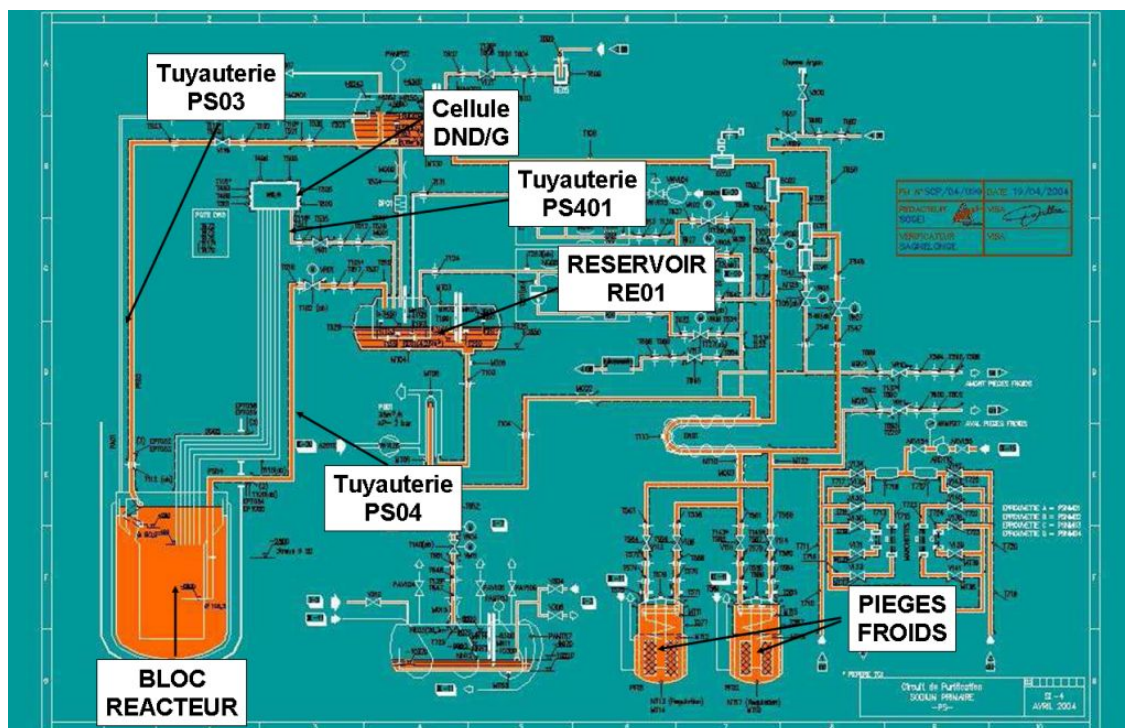


FIGURE 4.1: Schéma de principe du circuit PS [Sogei 2004].



FIGURE 4.2: Photographie du local PS1412 (document CEA).

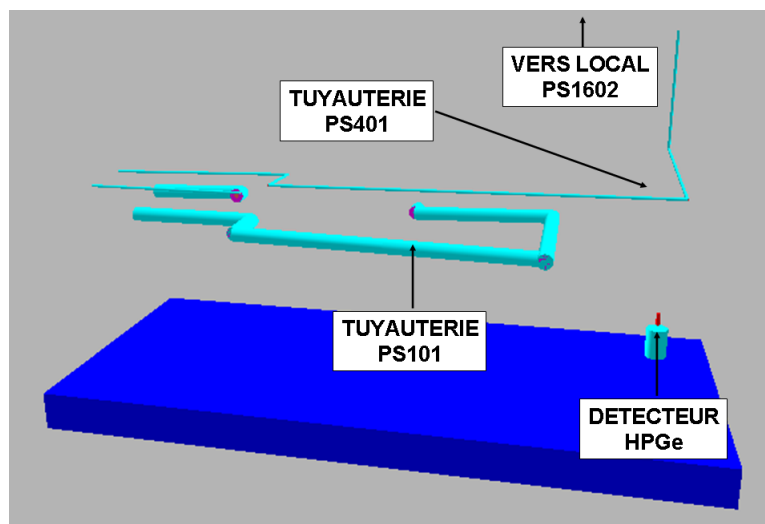


FIGURE 4.3: CAO du local PS1412 (MCNP/MORITZ).

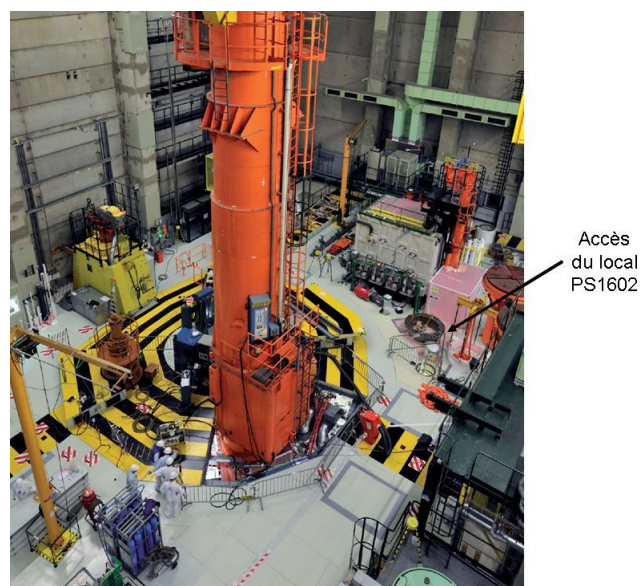


FIGURE 4.4: Photographie du hall réacteur de Phénix (extrait de [Philippon 2009]).

4.2.2 Le bloc de Détection des Neutrons Différés Global

Le schéma de principe du dispositif DND/G est présenté dans la figure 4.5. Après avoir traversé les faisceaux d'aiguilles du cœur, le sodium sort verticalement des assemblages. Il est ensuite dévié radialement en direction des échangeurs intermédiaires. Une fraction de ce sodium est prélevée au niveau de l'entrée de chacun des six échangeurs par une tuyauterie qui remonte le sodium à une vitesse de $1,2 \text{ m.s}^{-1}$ jusqu'à la traversée du ciel de pile. À la sortie du ciel de pile, les six tuyauteries cheminent en parallèle dans une enceinte préchauffée et calorifugée de manière à équilibrer les temps de transit. Elles aboutissent finalement aux six capacités (ou « pots ») du dispositif DND/G. Une chaussette cylindrique assure l'étanchéité entre l'atmosphère d'azote du local PS1412 et l'atmosphère d'air du local PS1602. À l'intérieur de cette chaussette sont disposées six capacités cylindriques. Les 6 prélèvements sont finalement regroupés et rejoignent le circuit de purification du sodium primaire via la ligne PS401 [Prouteau 1971, Prouteau 1974].

En regard de chaque pot de sodium sont placées des paires de compteurs à ^3He afin de mesurer le signal neutronique. Le relâchement de produits de fission émetteurs de neutrons différés est détecté. Les éventuelles ruptures de gaine sont alors prélocalisées. Pour assurer cette fonction de prélocalisation, les pots sont séparés les uns des autres par un absorbant en graphite. Une couche de polyéthylène entoure l'ensemble afin de thermaliser les neutrons, augmentant ainsi la probabilité de capture $^3\text{He}(n,p)$ dans les compteurs. Les pots de sodium sont également entourés d'un blindage de 17 cm de plomb de manière à limiter le bruit gamma sur les compteurs ^3He (modèle Xeram 65NH45) et de réduire ainsi les seuils de détection et de limiter leur vieillissement. Au cours de l'exploitation de Phénix, 5 cm de blindage ont été ajoutés à l'extérieur de l'ensemble pour limiter l'impact des photons diffusés dans le local PS1602. La figure 4.6 présente une vue en coupe du système DND/G.

Cette configuration de l'essai offre tous les avantages requis pour mener à bien l'étude du suivi de puissance par spectrométrie gamma :

- prélèvements multiples du sodium chaud,
- temps de transit faible (30 s) et maîtrisé,

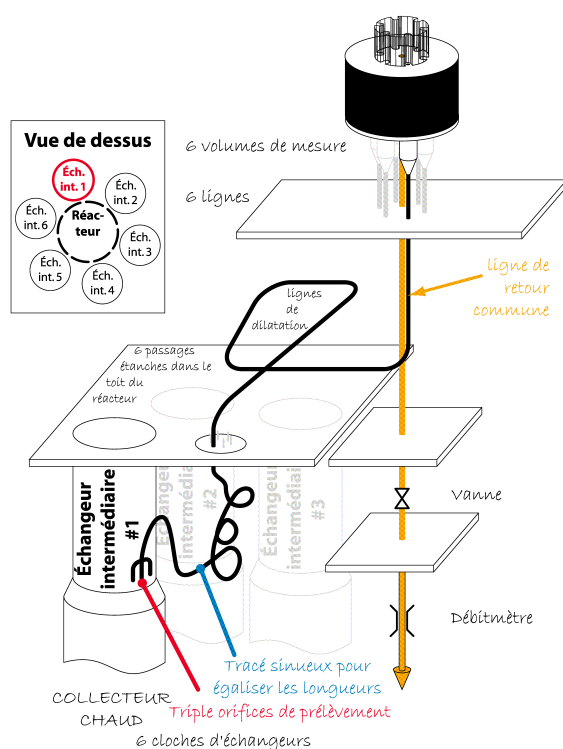


FIGURE 4.5: Schéma de principe du prélèvement de sodium du système DND/G.

- l'avantage principal étant la présence d'un seul et unique échantillon de sodium (contrairement au local PS1412).

Dans la configuration précédente, l'estimation du niveau d'ambiance gamma aurait été plus difficile, voire impossible à réaliser en termes de simulation (présence de nombreuses tuyauteries). Face à ces incertitudes, le risque de saturation du système aurait été alors beaucoup plus élevé.

Toutefois, d'un point de vue métrologique la nouvelle configuration est radicalement différente. Nous sommes passés de la problématique des hauts taux de comptage où la capacité à hauts taux de comptage du système ADONIS aurait été exploitée (bonne précision statistique mais risque de saturation important) à la problématique des bas taux de comptage (plus de risque de saturation mais faible précision statistique). Bien

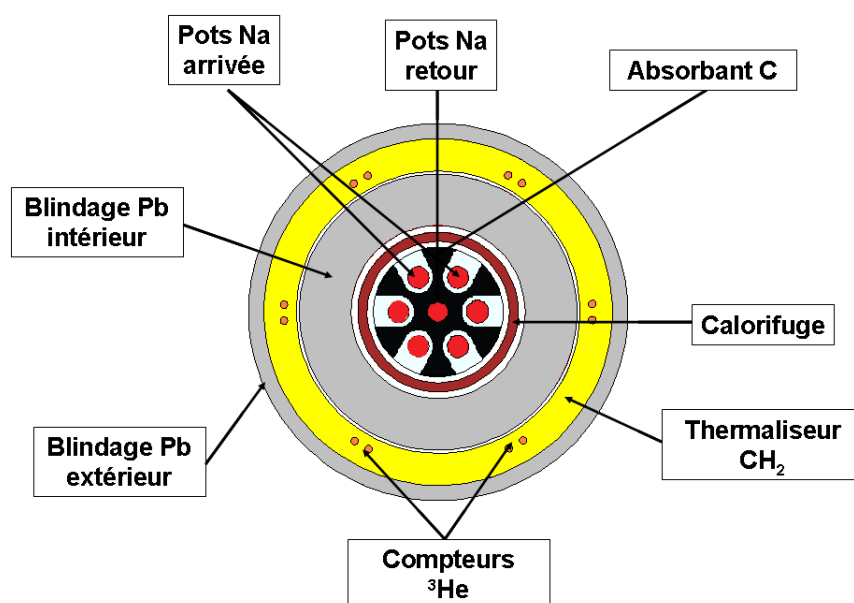


FIGURE 4.6: Vue en coupe du bloc DND/G (MCNP/vised).

que nous nous soyons écartés de l'objectif initial des hauts taux de comptage, nous avons par ce choix, largement réduit le facteur risque associé à l'essai.

4.2.3 Les essais alternatifs

D'autres essais ont été envisagés, mais ne disposant que d'un seul prototype ADONIS, une seule mesure a alors été possible. Dans l'objectif de suivre l'activité du ^{20}F en fonction de la puissance, la mesure par spectrométrie de l'échantillon de sodium primaire était prioritaire. La réalisation de cet essai intrusif a été remise en cause de nombreuses fois pendant sa préparation jusqu'à la veille des essais. Face aux difficultés rencontrées dans la constitution du dossier de sûreté, des essais de secours ont alors été imaginés.

a L'essai sur la DRG gaz

L'argon de couverture est prélevé en continu dans le ciel de pile. Il passe ensuite dans des circuits d'épuration et des circuits de mesures nucléaires et physico-chimiques afin de remplir la fonction de détection de ruptures de gaine. Le prélèvement se situe au-

dessus du sodium de manière à aspirer l'argon et les éventuels produits de fission gazeux présents dans le sodium à l'intersection de trois assemblages. Si une DRG est réalisée, alors le prélèvement est déplacé de manière à localiser la rupture. L'instrumentation nucléaire est composée de 4 chambres d'ionisation et de deux diodes gamma HPGe référencées DFRD99 et DFRD98 sur la figure 4.7 [Sauvage 2003]. Le système ADONIS aurait été directement branché sur un de ces détecteurs. Des lignes à retard, placées en amont, auraient été détournées (vannes V099 et V550) afin d'augmenter le signal gamma, de mesurer l'activité du ^{23}Ne dans l'optique du suivi de puissance et de tester l'apport des hauts taux de traitement du système ADONIS pour la DRG. La difficulté pour réaliser cet essai résidait dans le fait qu'il nécessitait la mobilisation d'un équipement de sûreté pendant l'exploitation du réacteur.

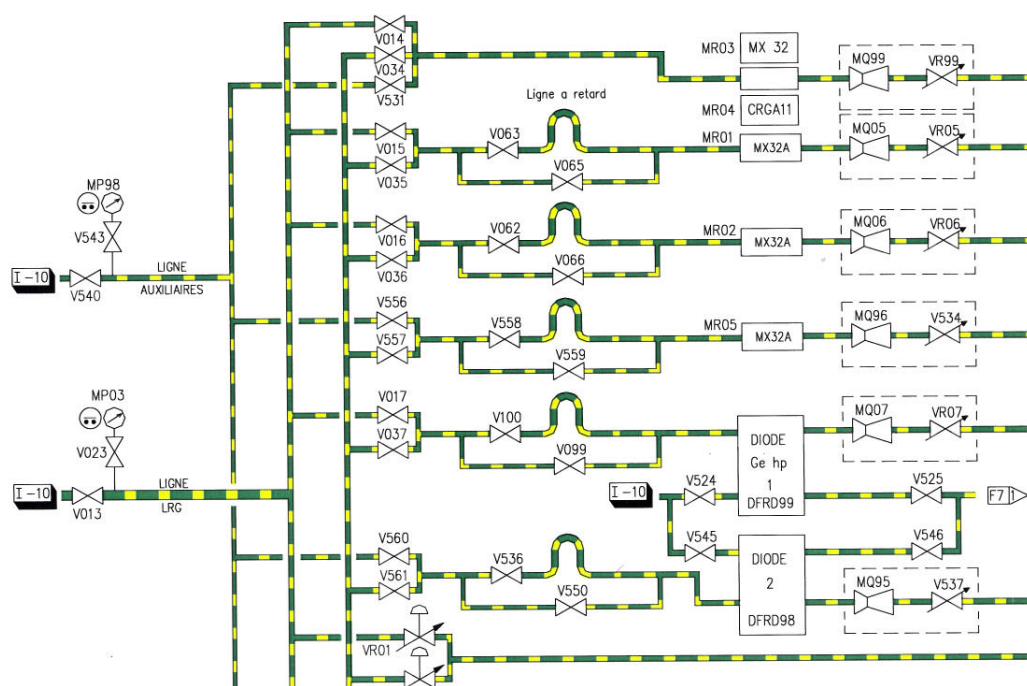


FIGURE 4.7: Plan fonctionnel de la DRG/LRG argon (extrait de [Carrillo 2006]).

b Le piège froid

La quantification de l'activité gamma du piège froid PSPF01 est indispensable pour le démantèlement de la centrale. L'exploitant a des difficultés à quantifier l'activité

très élevée du dispositif avec le système de spectrométrie gamma placé sur un chariot mobile. Le système ADONIS aurait pu être implanté directement en sortie du préamplificateur de la diode existante afin de quantifier plus finement la radioactivité du piège froid, grâce à la capacité à hauts taux de comptage et la méthode de désempilement numérique associée [Trigano 2005].

4.3 Le matériel

Le matériel qui a été nécessaire à l'essai est maintenant listé.

4.3.1 Les détecteurs

Pour réaliser les mesures, nous avons besoin d'une diode HPGe, d'un préamplificateur à remise à zéro transistorisée et d'un cryostat adaptés au système ADONIS. ADONIS est conçu pour le débruitage d'un signal tel qu'il a été formalisé par le modèle d'état [Barat 2006] (voir chapitre 2.4.1). L'ajout d'un bruit parasite autre que les fluctuations de la ligne de base et le bruit coloré détériore les performances du filtre.

a Diode de type N

Initialement prévu pour la mesure dans le local PS1412, le détecteur est de type coaxial (10 % d'efficacité) assurant de bonnes performances à hauts taux de comptage. Dans un souci d'adaptabilité avec le système ADONIS, le détecteur coaxial de type N est choisi. Le contact ohmique externe est réalisé par implantation de bore sur une faible épaisseur ($0,3\ \mu\text{m}$) [Canberra 2010]. Contrairement à un détecteur de type P, la zone morte traversée par les photons est plus faible, limitant ainsi le nombre d'impulsions parasites provoquées par les interactions dans la zone morte qui induisent un élargissement des impulsions et biaisent la métrologie du système ADONIS.

b Le préamplificateur à remise à zéro transistorisée

Le système ADONIS a été conçu pour l'analyse du signal en sortie de préamplificateur à remise à zéro transistorisée. Ce type de préamplificateur permet d'obtenir une meilleure résolution et une capacité à haut taux de comptage plus importante. Contrairement à un préamplificateur résistif, l'absence de résistance de contre-réaction permet de supprimer une source importante de bruit et le retour forcé au niveau zéro permet de supprimer l'effet de saturation en tension du préamplificateur [Landis 1981]. Les schémas des deux types de préamplificateur sont présentés sur la figure 4.8.

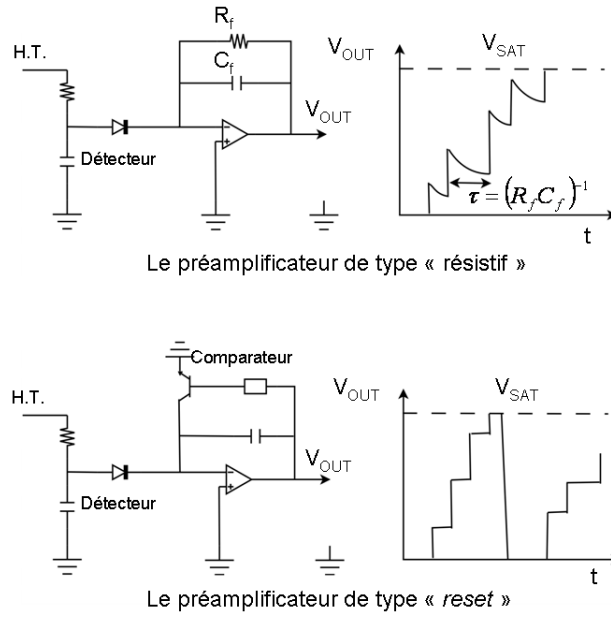


FIGURE 4.8: Schéma de principe des préamplificateurs de type « résistif » et « reset ».

c Le cryostat

En raison de l'absence de ligne d'azote liquide dans les locaux PS, nous avons besoin d'un système de refroidissement autonome en azote. Il existe des cryostats électriques, mais ces derniers produisent un bruit microphonique qui perturbe le traitement du signal ADONIS. Un dispositif hybride de la société Canberra appelé Cryo-Cycle permet la régénération d'un stock initial d'azote liquide par cycles de recompression [Canberra 2008]. Ce dispositif, présenté sur la figure 4.9, a été couplé au système ADONIS sans présenter de dégradations des performances du filtre [Coulon 2009d].

d Le détecteur LaBr3 :Ce

Un système auxiliaire a été placé dans le local PS1602 dans l'objectif d'avoir un système de secours au cas où la diode HPGe ne serait plus opérationnelle et pour obtenir des informations supplémentaires sur l'activité gamma du sodium primaire. Le scintillateur inorganique de type Bromure de Lanthane dopé au Cérium (LaBr3:Ce) est actuellement le scintillateur le mieux résolu en énergie pour la spectrométrie gamma



FIGURE 4.9: Photographie du système Cryo-Cycle.

(3,2 % à 662 keV) [Loef 2001]. Il est placé sur le plancher du local PS1602 en regard de la ligne PS401 du local PS1412. Les signaux sont conditionnés par un pré-amplificateur analogique et couplé à une chaîne de spectrométrie numérique de type DSA1000 [Canberra 2005]. La figure 4.10 présente le détecteur LaBr₃:Ce couplé au photomultiplicateur de la société Saint-Gobain. Ce système n'a toutefois pas été opérationnel lors des essais suite vraisemblablement à un problème de câblage apparu après fermeture de l'accès au local.

FIGURE 4.10: Photographie du détecteur LaBr₃:Ce.

4.3.2 L'électronique

Installée dans le local PS1609 qui est accessible à partir du hall réacteur, une baie de mesure a été montée pour le pilotage des chaînes de spectrométrie, pour le contrôle du cryostat et pour le traitement et l'enregistrement des signaux (voir figure 4.11). Elle contient les éléments présentés ci-dessous.

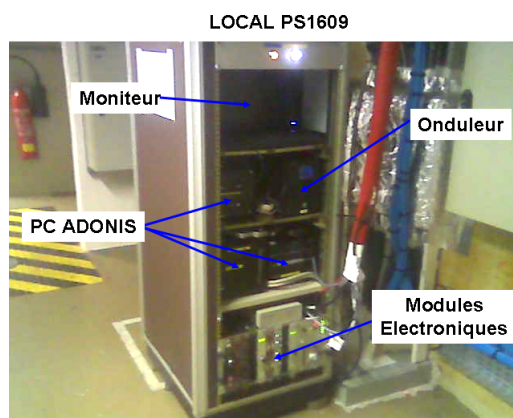


FIGURE 4.11: Photographie de la baie de mesure installée dans le local PS1609 de la centrale Phénix.

a Les analyseurs

L'analyseur DSA1000 est prévu en secours du système ADONIS ainsi que pour l'analyse des signaux délivrés par le détecteur LaBr3:Ce.

Les PC ADONIS permettent de réaliser deux types d'enregistrement, le signal après filtrage sous le format d'un flux d'événements (voir chapitre 2.5) ou directement le courant numérisé à 10 MHz en sortie du préamplificateur. Ainsi il est possible de rejouer *a posteriori* l'acquisition et d'optimiser en laboratoire le réglage du filtre ADONIS. Ce type d'enregistrement est plus coûteux en mémoire que le précédent. Un espace mémoire de 2 To est alors utilisé pour assurer environ 20 heures d'enregistrement dans le mode courant.

b Les précautions

N'étant pas branché sur le réseau secouru de la centrale, un onduleur (2 kW) est installé de manière à assurer pendant 20 minutes la continuité des acquisitions lors d'une coupure transitoire du réseau électrique interne de la centrale. Un ordre d'intervention au niveau de l'exploitation a été émis afin d'assurer, pendant toute la durée des essais, une adaptation du mode opératoire d'intervention lors d'opérations sur le réseau.

Une tige de cuivre a été également fixée suivant la longueur de la baie afin d'assurer les reprises de masse des différents appareils. Avant d'installer le matériel, une préparation basée principalement sur des simulations numériques (voir chapitre 4.3.1) a permis de définir les actions correctives indispensables à la mesurabilité du ^{20}F au niveau du dimensionnement du collimateur.

4.4 L'optimisation de la mesure

L'ensemble diode et Cryo-Cycle a été placé à côté du bloc DND/G (quasiment en contact). Les premières simulations réalisées dans cette configuration ont estimé une probabilité très faible de mesurer le fluor 20. D'autre part, le flux des photons diffusés dans la cellule PS1602 doit être élevé. Sans actions correctives, l'intensité du signal restera trop faible et la contribution des photons ne provenant pas de la source produira une source de bruit importante. Un dispositif permettant à la fois de limiter le signal des photons diffusés et d'augmenter le signal source est donc indispensable. Un château de plomb de 15 cm d'épaisseur a ainsi été conçu et construit par nos soins. Il comprend une fenêtre de visée en regard d'un trou de collimation percé dans le blindage externe du bloc DND/G. La figure 4.12 illustre, par une vue CAO, le système tel qu'il a été installé à Phénix.

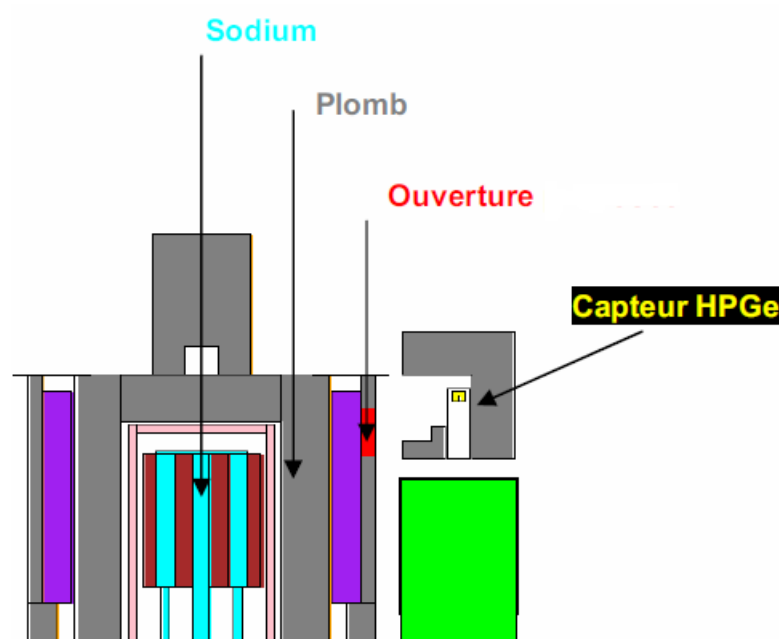


FIGURE 4.12: Vue CAO du système final (MCNP/vised).

4.4.1 Le château de plomb

Pour maintenir le château de plomb (800 kg) au dessus de la diode HPGe et du Cryo-Cycle un support en acier renforcé par des barres de maintien a été construit au laboratoire. L'ensemble est présenté dans la figure 4.13.



FIGURE 4.13: Mise en place du château de plomb sur la diode HPGe.

4.4.2 Le carottage

Afin d'augmenter le flux de photons incidents sur notre détecteur, l'épaisseur du blindage de plomb du bloc DND/G doit être réduite. Nous avons donc proposé de percer ledit blindage. Il a été possible d'extruder une partie du blindage plombé sous couvert que l'opération n'ait aucune influence sur le dispositif de sûreté de la centrale que constitue le système DND/G. Pour ne pas endommager la circulation de l'air de refroidissement dans le système, seule la partie externe du blindage est carottable.

De manière à limiter l'augmentation du bruit gamma sur les compteurs ^3He , le carottage est placé entre deux paires de compteurs. L'ouverture est dimensionnée de manière à former un angle solide maximisant le volume de sodium « vu » par le détecteur. Après négociation avec l'exploitant et réalisation d'une étude d'impact, une ouverture de 10 cm de côté a été autorisée. Le carottage a été réalisé in-situ par la société Robatel, spécialiste des protections biologiques en centrale. La figure 4.14 présente la diode HPGe placée en regard du carottage ainsi réalisé.



FIGURE 4.14: Photographie du trou de collimation et de la diode HPGe.

4.5 Approche liée à la sûreté

Dans la phase préparatoire de l'essai, la sûreté est primordiale. Elle doit être pensée en amont et doit être prise en compte dans chaque décision technique. Dans cette optique, le dialogue avec les équipes responsables de la sûreté en centrale a été maintenu constamment.

4.5.1 Les démarches administratives

Le travail en zone contrôlée dans un réacteur EDF et la conduite de chantier nécessitent que les opérateurs chargés des travaux soient habilités du point de vue de la radioprotection et de la prévention des risques en réacteur nucléaire.

De plus, la conduite des essais a nécessité la constitution d'un document descriptif appelé procédure d'exécution d'essai scientifique [Coulon 2009c]. Ce document est consulté par les équipes de conduite pour adapter le mode opératoire de la conduite du réacteur en fonction du besoin spécifié par l'essai.

Après constitution du dossier de sûreté et validation du plan de prévention, un ordre d'intervention relatif à l'essai de spectrométrie gamma a été spécifié pour autoriser la présence d'opérateurs dans le hall réacteur. La centrale fonctionnant en permanence, il a également été nécessaire d'obtenir une habilitation au travail en heures non ouvrables (HNO) fournie par l'employeur.

4.5.2 La radioprotection

Le dispositif a été mis en place à Phénix, juste avant la reprise de fonctionnement de la centrale pour les essais ultimes. Après vidange des circuits de purification de sodium, fermeture et consignation de la vanne d'isolement du bloc DND/G. Un délai d'une semaine de décroissance des résidus radioactifs du sodium primaire a été respectée. Suite à l'ouverture du bouchon d'accès, les conditions radiologiques ont été vérifiées par le service SPR de la centrale et la conduite du chantier a été autorisée.

4.5.3 La manutention du matériel

Après avoir effectué le carottage dans la partie externe du bloc DND/G, rempli le Cryo-Cycle d'azote liquide ; le scintillateur LaBr₃:Ce, le support du château de plomb, les briques de plomb et les câbles ont été descendus dans le local PS1602 au moyen du pont de manutention du hall réacteur. Le château de plomb a ensuite été monté sur son support ainsi que le blindage du scintillateur. Les capotages ont été installés sur le scintillateur (avec fixation au sol) et sur le dispositif Cryo-Cycle blindé (avec fixations au sol et reprises sur les murs par des tirants dimensionnés pour faire face au risque sismique).

4.5.4 La protection anti-feu

Dans le bâtiment réacteur la charge calorifique doit être minimisée. Les gaines des câbles de signaux et d'alimentation doivent être aux normes vis-à-vis du risque incendie. En ce sens, les câbles ont alors été entourés de gaines anti-feu conformément aux normes de sûreté des centrales EDF.

4.5.5 Le passage des câbles

La trémie de passage de câbles du local 1602 au local 1609 a été ouverte par la société sous-traitante GTM. Elle est de type métallique avec remplissage en sable baryté pour permettre la continuité de la protection biologique. Après passage des câbles elle a été rebouchée par une mousse coupe feu et un contrôle radiologique au redémarrage du réacteur a été effectué par le SPR.

4.5.6 Le risque électrique

La baie de mesure a été installée dans le local 1609. La sécurité électrique est assurée par l'installation d'un bandeau électrique comportant les sécurités d'usage (disjoncteurs différentiels) et d'un bandeau de signalisation de l'état d'alimentation de la baie de mesure.

4.5.7 Le risque sismique

Au niveau de la sûreté, la stabilité des éléments introduits en zone réacteur vis à vis des séismes doit être prouvée. Dans notre cas, les briques de plomb peuvent se transformer en missiles. Il convient donc de les maintenir dans un capotage qualifié pour le risque sismique. Un capotage constitué de reprises murales a été conçu par l'équipe d'AREVA NP et réalisé par la société DEM afin de reprendre les efforts dynamiques consécutifs à un séisme [Molliex 2009, Coulon 2009a]. La figure 4.15 présente le dispositif maintenu dans le capotage. Dans le local 1609, la baie de mesure est fixée avec des cales en acier, les éléments de la baie sont maintenus par des colliers de serrage.



FIGURE 4.15: Photographie du dispositif capoté.

4.5.8 L'intégrité du système DND/G

Le système DND/G est un dispositif de sûreté au sein de la centrale. Le réacteur n'est pas autorisé à démarrer si ce dispositif n'est pas opérationnel. Il est donc important de prouver que le carottage et l'ajout de matériel dans le local n'induisent aucun dysfonctionnement.

a L'impact sur les seuils de détection de rupture de gaine

Le carottage est susceptible, par l'augmentation du flux gamma externe d'augmenter le bruit de fond induit sur les compteurs ^3He . Le risque de fausses alarmes serait alors plus important que prévu lors du fonctionnement en puissance du fait du faible niveau de réglage des seuils.

L'étude d'impact a été réalisée en utilisant le code MCNP pour la simulation du transport des photons gamma ainsi qu'une correction géométrique prenant en compte l'effet d'écran du château de plomb. Ce calcul enveloppe a montré que l'impact de l'opération de carottage en termes de bruit gamma additionnel est non significative ($> 0,1$ cps) par rapport aux fluctuations du bruit de fond des compteurs (≈ 3 cps) [Jeannot 2005, Coulon 2009b]. Les figures 4.16, 4.17 et 4.18 présentent respectivement la configuration du carottage par rapport aux compteurs ^3He , la mesure du bruit de fond des compteurs et l'estimation de l'impact de l'opération.

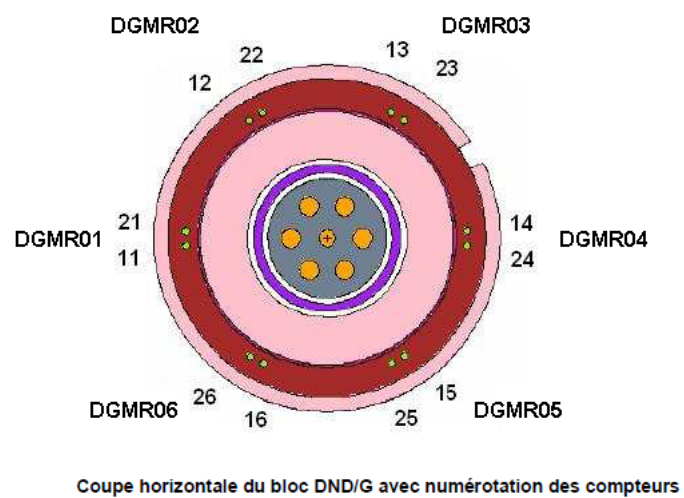
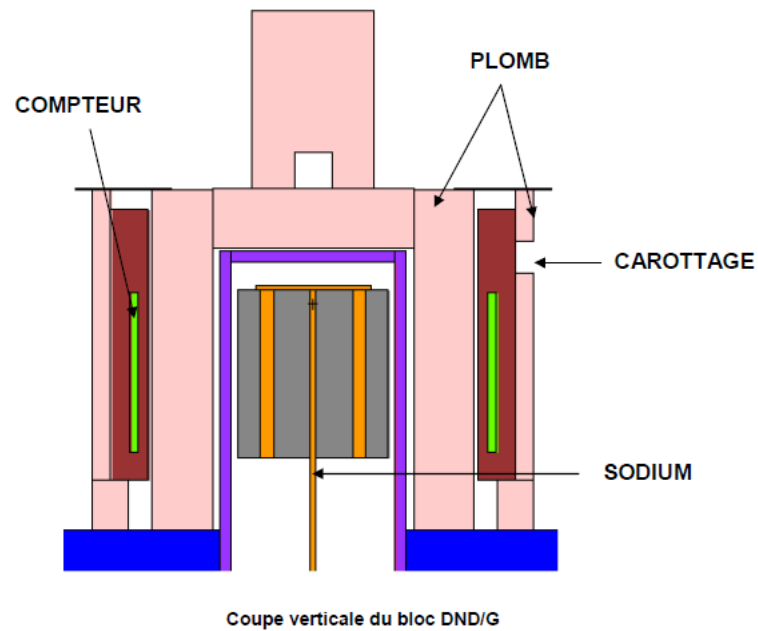


FIGURE 4.16: Configuration des mesures de détection de ruptures de gaine (MCNP/vised).

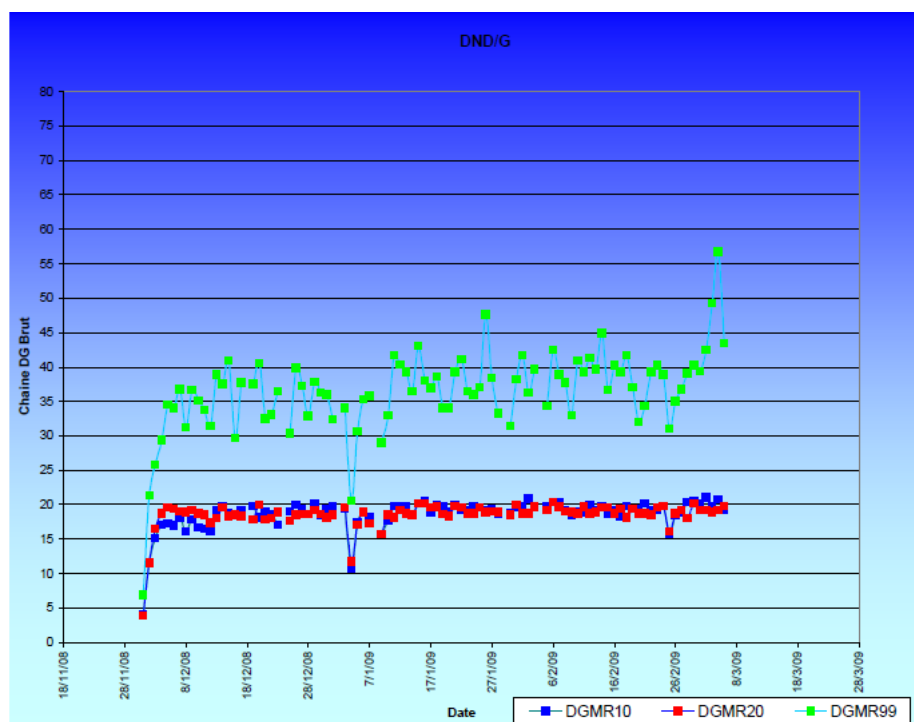


FIGURE 4.17: Bruit de fond des compteurs ^3He (extrait de [Jeannot 2005]).

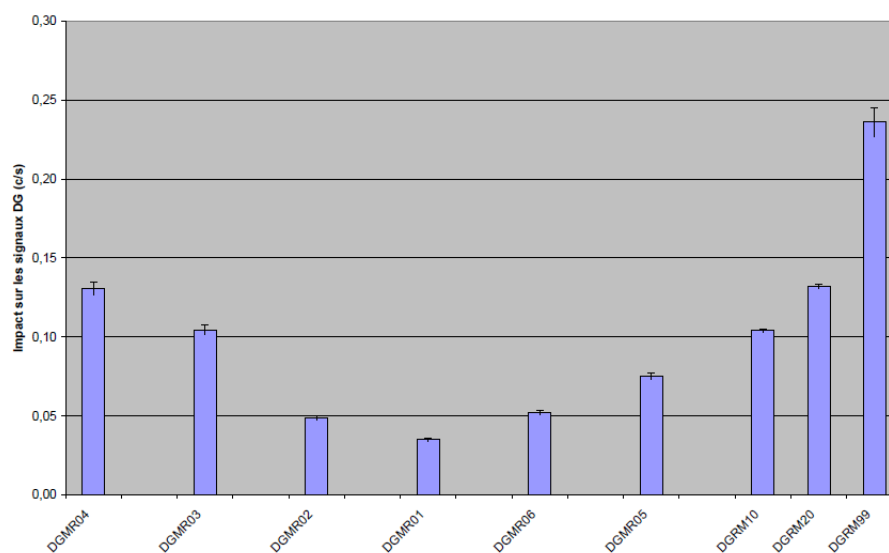


FIGURE 4.18: Estimation enveloppe de l'impact relatif du carottage sur le bruit de fond des compteurs ^3He .

b La compatibilité électromagnétique

Le système Cryo-Cycle contient un compresseur susceptible de produire des perturbations électromagnétiques sur les signaux des compteurs ^3He . Une déclaration de conformité fournie par le constructeur Canberra a donc été jointe au dossier de sûreté.

4.6 Conclusion

Après avoir satisfait tous les prérequis de sûreté, l'essai a été autorisé. L'installation s'est déroulée la semaine du 20 au 24 avril 2009 afin de rendre le système opérationnel à partir du 1^{er} mai (date prévue du démarrage du réacteur pour le programme d'essais ultimes).

L'optimisation de la mesurabilité du signal ^{20}F dans des conditions non prévues pour cette mesure a été possible grâce à une étude par simulation réalisée en amont. La méthodologie et les résultats de l'étude de simulation sont présentés dans le chapitre suivant. Ces simulations seront comparées aux premières mesures réalisées afin de valider la méthode de modélisation de l'activation du sodium primaire.

Chapitre 5

Simulation de l'essai et premières mesures associées

5.1 Introduction

La simulation des signaux a constitué une part importante et indispensable des travaux de la thèse fournissant à chaque configuration envisagée, une estimation des signaux mesurés. Ce chapitre présente la méthodologie employée ainsi que les résultats obtenus dans la disposition finale de l'essai. À partir de l'activité globale en sortie du cœur réacteur estimée dans le chapitre 3, plusieurs phases ont été nécessaires à la simulation des signaux. Nous distinguons les étapes suivantes :

- Premièrement, l'écoulement du sodium dans le collecteur chaud et dans les lignes de prélèvement est modélisé.
- Connaissant l'activité dans l'échantillon de sodium du bloc DND/G, la deuxième étape consiste à estimer le flux gamma produit en sortie du dispositif.
- À partir de l'estimation du flux gamma, la distribution des impulsions en énergie déposée dans la diode HPGe est simulée numériquement.
- Finalement, la contribution du signal diffusé et du phénomène d'empilement sont ajoutés aux spectres ainsi obtenus.

5.2 Le transit du sodium

Sorti des assemblages du cœur réacteur, le sodium primaire entre dans le collecteur chaud. Il est alors aspiré en direction des pompes primaires et des échangeurs intermédiaires dans lesquels il transfère une partie de sa chaleur au circuit de sodium secondaire. C'est à l'entrée de chaque échangeur qu'une partie du sodium primaire est prélevée pour être analysée dans le système DND/G. Pendant ce transit, le sodium va diffuser largement et de manière hétérogène. Une réponse impulsionnelle en dilution doit donc être prise en compte dans notre étude pour estimer le taux de survie des radio-traceurs lors de l'écoulement dans le collecteur chaud.

Bien que nous ayons envisagé avec le service de thermohydraulique du CEA de Grenoble la simulation de l'écoulement avec le code TRIO_U, nous nous sommes réorientés pour des raisons de planning, sur les études antérieures réalisées sur maquette [Bieder 2008, Coulon 2008a]. Le dispositif Colchix est une maquette à l'échelle 1/8^{ème} du collecteur chaud de Phénix située sur le site du CEA Cadarache [Brunon 1985, Rion 1988a]. Il permet, après injection de traceurs fluorescents en sortie d'assemblage de déterminer par fluorimétrie laser aux points de prélèvement DND/G, la réponse impulsionnelle en diffusion des traceurs. Les réponses sont mesurées pour chaque assemblage et pour chaque point de piquage. Les relevés de quatre campagnes d'essai sont consignés dans les archives relatives à ladite maquette, elles ont servi de base pour la modélisation de l'écoulement dans le collecteur chaud [Rion 1988c, Rion 1988e, Rion 1988f, Rion 1988d].

Les réponses sont fonction de la position de l'assemblage par rapport à l'axe central du cœur et du bouchon de contrôle. Les phénomènes étant très fluctuants, plusieurs tirs sont réalisés pour déterminer avec moyenne et variance la réponse de chaque assemblage. Une réponse typique d'un assemblage aux 6 points de piquage est composée (voir figure 5.1) :

- d'une à deux réponses fortes avec un pic de court-circuit (lié à l'effet de jet du sodium), d'une bosse de diffusion et d'une traînée importante,
- d'une à deux réponses moyennes sans pic de court-circuit mais d'une bosse de

diffusion et d'une traînée importante,

- d'une à deux réponses faibles avec un pic de court-circuit moyen, d'une bosse de diffusion et d'une traînée faible.

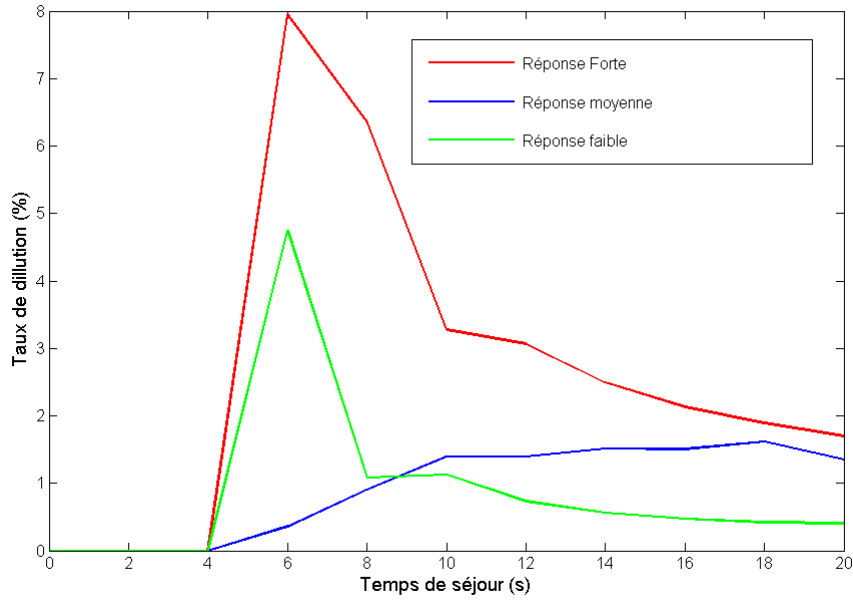


FIGURE 5.1: Décomposition des réponses impulsionnelles en diffusion dans le collecteur chaud de Phénix.

Le modèle de l'écoulement mis au point dans la note technique [Rion 1989] montre que la combinaison des six réponses tend vers la réponse d'un échangeur parfait, sauf dans les premiers instants où se manifeste le pic de court-circuit.

Soit un mélangeur parfait alimenté par une fraction α du débit Q du réacteur dont le volume est une fraction β du volume du collecteur chaud V_R , la fonction de transfert de ce mélangeur en variable de Laplace est :

$$C_s(p) = \frac{1}{1 + \frac{\beta}{\alpha}\tau p} C_e(p) \quad (5.1)$$

Où C_e est la concentration d'entrée, C_s est la concentration de sortie et τ est

la constante de temps du mélangeur tel que : $\tau = \frac{V_R}{Q}$. Le rapport des concentrations devient, dans le domaine réel :

$$\frac{C(s)}{C(e)}(t) = \frac{\alpha}{\beta\tau} e^{-(\frac{\alpha}{\beta\tau})t} \quad (5.2)$$

Les premiers instants de la réponse impulsionnelle (pic de court-circuit) sont modélisés à partir des données expérimentales pondérées par une fonction de décroissance radioactive et moyennées sur les assemblages et les 6 points de prélèvement. La traînée est ensuite ajustée par le modèle de mélangeur parfait, également pondérée par une fonction de décroissance radioactive (cf. équation 5.3).

$$\begin{cases} t \in [0; 20] \text{ s} & \Rightarrow F_j(t) = \frac{1}{n_{ass}n_{ei}} \sum_{ass} \sum_{ei} R_{ei,ass}(t) e^{-\lambda_j t} \\ t \in [20; 1000] \text{ s} & \Rightarrow F_j(t) = \frac{\alpha}{\beta\tau} e^{-(\frac{\alpha}{\beta\tau} + \lambda_j)t} \end{cases} \quad (5.3)$$

Où :

- F_j est le modèle de la réponse impulsionnelle de l'écoulement d'un produit d'activation j dans le collecteur chaud de Phénix,
- n_{ass} est le nombre d'assemblages,
- n_{ei} est le nombre de points de prélèvement,
- $R_{ei,ass}$ est la réponse impulsionnelle expérimentale pour l'assemblage d'indice ass et le point de prélèvement d'indice ei ,
- λ_j est la constante radioactive du produit d'activation d'indice j ,
- α est la fraction du débit du réacteur représentée par l'injection du traceur,
- β est la fraction du volume du collecteur chaud représentée par l'injection du traceur,
- τ est la constante de temps du système vu comme un mélangeur parfait. La valeur $\frac{\alpha}{\beta\tau}$ est une constante déterminée expérimentalement. Les réponse impulsionnelles simulées sont présentées, pour chaque produit d'activation, sur la figure 5.2.

L'écoulement dans le collecteur chaud, du fait de sa diffusion, produit un transitoire d'activité. Dans le cadre de la mise en œuvre d'un système de suivi de puissance, l'attention est portée sur la nécessité de réaliser le prélèvement au plus près de la sortie

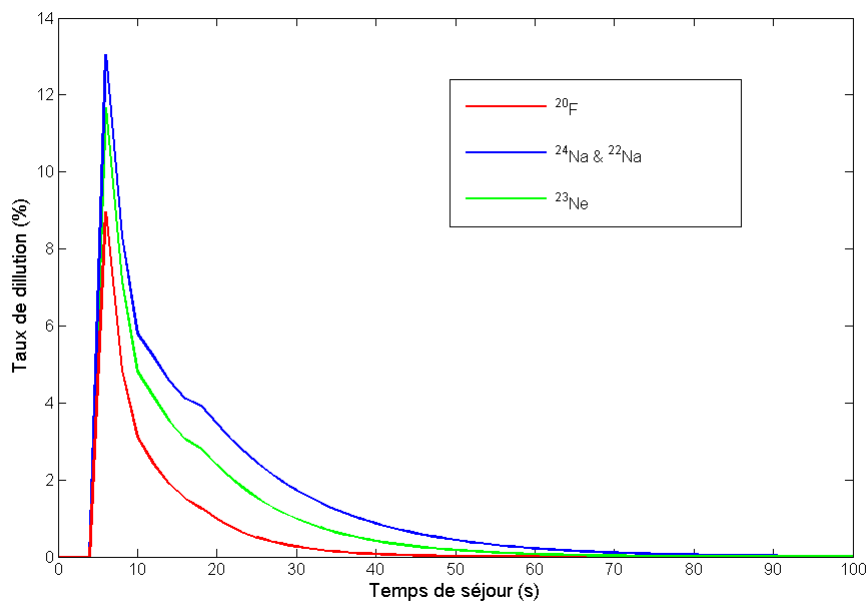


FIGURE 5.2: Réponse impulsionnelle de l'écoulement des produits d'activation dans le collecteur chaud.

des assemblages afin de réduire au maximum l'éventuel temps de réponse additionnel induit. Le tableau 5.1 présente les taux de survie des traceurs ainsi que la durée du transitoire estimée pour chaque radioélément.

TABLE 5.1: Estimation des taux de survie lors du transit dans le collecteur chaud

Radionucléide	Taux de survie	Transitoire (95%)	Transitoire (99%)
^{24}Na	100 %	74 s	97 s
^{23}Ne	68 %	44 s	62 s
^{20}F	33 %	32 s	44 s
^{22}Na	100 %	74 s	97 s
^{41}Ar	100 %	74 s	97 s

Après prélèvement, le sodium va cheminer dans les tuyauteries PS413, PS415, PS417, PS419, PS421, PS423 de diamètre 18,98 mm à une vitesse de $1,2 \text{ m.s}^{-1}$ et sur une distance de 26,57 m. L'écoulement dans ces canalisations de sodium peut être consi-

déré au premier ordre comme un écoulement de type piston comme précisé dans la note technique [Prouteau 1974]. C'est à dire que tous les atomes ou molécules du fluide se déplacent à la même vitesse. Le transit est donc modélisé simplement par l'ajout d'un facteur de décroissance radioactive (temps de transit moyen τ_l). Les six capacités de sodium sont ensuite remplies à une vitesse $0,1 \text{ m.s}^{-1}$ sur une hauteur de 450 mm. L'activité moyenne A_j du sodium contenue dans les pots DND/G est finalement estimée, comme le montre l'équation 5.4, à partir des concentrations $N_j(\infty)$ évaluées dans le chapitre 3.4 ainsi que du modèle de l'écoulement dans le collecteur chaud et dans les lignes de prélèvement. Il est à noter que le sodium subit un refroidissement jusqu'à son arrivée dans le système DND/G. Une correction de densité est affectée au calcul où T_c est la température du sodium chaud et T_{DND} est la température du sodium dans le bloc DND/G.

$$A_j = \lambda_j N_j(\infty) \frac{\rho(T_{DND})}{\rho(T_c)} \int_t F_j(t) dt e^{-\lambda_j \tau_l} \quad (5.4)$$

Le tableau 5.2, présente l'estimation de l'activité gamma du sodium dans le système DND/G avec le taux de survie de chaque radioélément lors du transit dans le collecteur chaud et dans les lignes de prélèvement. Pour ce calcul les paramètres suivants ont été utilisés :

- Evaluation de section efficace : JEFF3.1.1,
- Puissance thermique : 350 MWth,
- Débit du sodium dans le cœur : 2254 kg.s^{-1} ,
- Température du sodium chaud : 520°C ,
- Température du sodium dans le bloc DND/G : 478°C .

Nous insistons sur le fait que l'activité du fluor 20 est plus élevée que l'activité du sodium 24 au sein du cœur réacteur, soulignant ainsi l'importance, dans le cadre du suivi de puissance, du dimensionnement du temps de transit (qui est dans la présente configuration trop élevé).

TABLE 5.2: Estimation de l'activité des produits d'activation dans les pots de sodium du système DND/G à 350 MWth

Radionuclide	Activité cœur (Bq.cm ⁻³)	Taux de survie total	Activité DND/G (Bq.cm ⁻³)
²⁴ Na	3,23.10 ⁸	102 %	3,29.10 ⁸
²³ Ne	2,10.10 ⁸	36,8 %	7,22.10 ⁷
²⁰ F	3,75.10 ⁸	3,01 %	1,43.10 ⁷
²² Na	4,11.10 ³	103 %	4,27.10 ³
⁴¹ Ar	4,05	101 %	4,10
Total	9,08.10 ⁸	45,7 %	4,15.10 ⁸

5.3 Le transport des particules

L'activité gamma estimée de l'échantillon de mesure va maintenant permettre de simuler les spectres gamma mesurés par le détecteur HPGe. En raison de la nature discrète de la formation des impulsions, un calcul du transport des photons par une méthode de type Monte-Carlo est incontournable pour simuler la réponse spectrométrique de la diode HPGe. Il est alors nécessaire de générer un grand nombre de particules, simuler leur transport jusqu'au détecteur et finalement calculer pour chacune d'elles, l'énergie déposée par ionisation dans le volume du capteur. Il est donc important, en termes de précision statistique, d'enregistrer un grand nombre d'événements.

La difficulté pour mener à bien le calcul provient de l'épaisseur des protections biologiques qui diffusent et absorbent fortement les photons gamma. Leur épaisseur est de 17 cm pour la protection interne et de 5 cm pour la protection externe, ralentissant considérablement la convergence du calcul.

Les simulations ont été réalisées à l'aide du code MCNP (le code MCNPX dans la version 2.6 et le code MCNP5 dans la version 4.1) qui est largement validé pour ce type de calcul [Rodenas 2000, Rodenas 2007]. Des techniques de réduction de variance sont implémentées dans le code afin d'augmenter la proportion des histoires scorées (comptabilisées dans le spectre simulé) pour un nombre de photons source générés donné. Elles s'avèrent indispensables dans notre configuration pour atteindre un temps de calcul raisonnable. Bien que la simulation MCNPX de la réponse spectrale permet désormais de mettre en œuvre la réduction de variance, un découpage en deux parties a été indispensable face à la complexité de l'espace source-détecteur [Hughes 2007]. Les deux parties de la simulation sont les suivantes :

- Une première simulation consiste à simuler le transport des photons générés dans les pots de sodium jusqu'à la sortie du bloc DND/G et en direction du détecteur. Ainsi un calcul « non-analogue » accélérera la simulation pour estimer, avec une variance statistique raisonnablement faible, le flux de photons en direction du détecteur.
- La deuxième simulation correspond au transfert de la réponse de la simulation

précédente en une source surfacique pour simuler, la réponse spectrale de la diode HPGe.

5.3.1 La simulation du flux photonique incident

Le but de ce calcul est de déterminer, pour chaque énergie d'émission des produits d'activation, le flux photonique en sortie du bloc DND/G au niveau de la fenêtre de sortie (*F5 tally*). Ce flux noté ϕ_{MC} est normalisé aux nombres de photons générés. Il suffira alors de pondérer ce rendement par l'activité A_j pour obtenir, en valeur absolue, le flux photonique induit par le radioélément j .

La source ne peut pas être considérée comme homogène car elle est composée d'éléments distincts, chacun ayant une contribution radicalement différente au signal. Il est donc important de considérer chaque partie de l'échantillon de sodium indépendamment et de calculer, pour chacune, le flux photonique total en termes d'efficacité volumique¹ tel que présenté dans l'équation 5.5.

$$\phi_\gamma(E) = \sum_j A_j \sum_{\gamma_j} \eta_{\gamma_j} \sum_{\Lambda} \phi_{MC}(\Lambda, E_j) V_{\Lambda} \quad (5.5)$$

η_{γ_j} est le taux d'émission à l'énergie E_j du traceur j , Λ est l'indice des différentes parties de l'échantillon de sodium de volume V_{Λ} . La source de sodium activée, avec les différentes parties Λ , est représentée dans la figure 5.3.

Après modélisation CAO du bloc DND/G avec le code MCNP, le calcul est configuré de manière à comptabiliser le plus d'évènements possible en fonction du temps de calcul. Les étapes d'optimisation du calcul sont présentées ci-dessous.

a La physique des interactions

Dans un premier temps, le traitement des interactions doit être strictement configuré en fonction de notre besoin. Pour effectuer la simulation du transport des photons et des électrons secondaires dans le bloc DND/G, il n'est pas utile de configurer le

¹L'efficacité volumique est calculée comme le produit entre l'efficacité et le volume de la source.

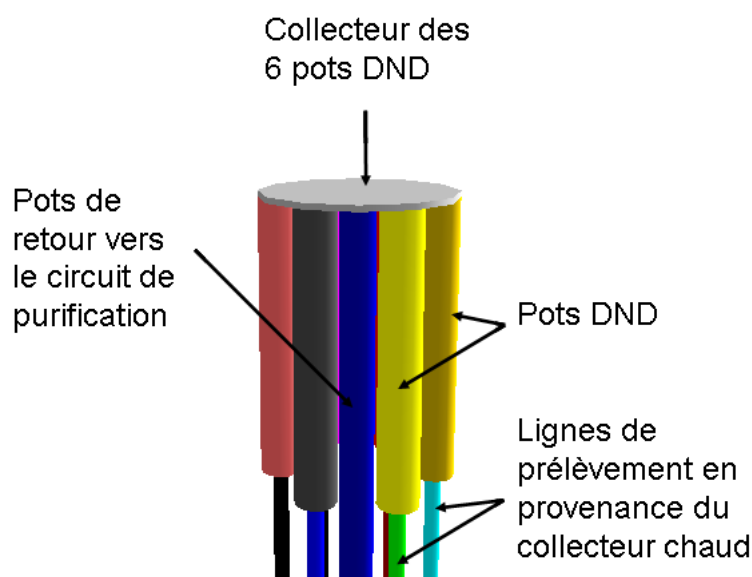


FIGURE 5.3: Vue CAO de l'échantillon de sodium primaire (MCNP/Moritz).

calcul avec une physique détaillée des interactions. En regard des énergies d'intérêt pour la spectrométrie gamma ($E > 10$ keV) les rayons X de fluorescence et de freinage ne sont pas traités. Dans le domaine d'énergie des photons γ , la diffusion Compton est largement majoritaire par rapport à la diffusion de type Rayleigh. Les diffusions élastiques ne sont donc pas prises en compte dans le traitement des interactions. La simulation est également configurée pour que le transport des particules soit arrêté dès que leur énergie devient inférieure à 10 keV.

Le nombre d'évènements enregistré est ensuite augmenté artificiellement par un calcul Monte-Carlo « non-analogue ». Les particules scorées sont alors pondérées, compensant le forçage du transport, de manière à estimer sans biais la moyenne et la variance statistique de l'estimation. Dans cette simulation, deux techniques ont été mises en œuvre : La méthode des fenêtres d'importance et la méthode de la transformée exponentielle [Booth 1991].

b Les fenêtres d'importance

Dans l'optique de ne pas transporter inutilement une particule diffusant dans une direction où la probabilité de scorage est jugée trop faible et pour augmenter le nombre d'évènements scorés dans la direction du détecteur, une carte d'importance de la géométrie est définie par le paramètre noté imp_i . Ainsi, lors du passage dans une zone d'importance croissante ($\text{imp}_{i+1} > \text{imp}_i$), les particules vont être multipliées en fonction du rapport d'importance (i.e. « *splitting* »). Ces nouvelles particules continuent leur chemin en direction de la zone de scorage avec un poids divisé ($W_p < 1$) en fonction du taux de multiplication. À l'inverse, lorsque les particules se déplacent vers une zone d'importance décroissante, il y aura une probabilité pour qu'une partie de ces particules soit tuée suivant le rapport d'importance (i.e. « *russian roulette* »). Une zone d'importance nulle est également définie, pour ne pas transporter une particule dans une direction où la probabilité d'atteindre la cellule de scorage (i.e. « *tally* ») est jugée comme nulle. Ce type de biaisage peut être mis en œuvre en raison de la nature symétrique de la géométrie du système DND/G. La carte d'importance ainsi définie est présentée dans la figure 5.4.

c La transformée exponentielle

Malgré cet apport, le taux d'évènements enregistrés reste faible en regard d'un temps de calcul raisonnable. Un biaisage de type transformée exponentielle est donc réalisé dans les parties plombées du système DND/G forçant les particules à sortir de ces régions fortement absorbantes [Clark 1966]. Ainsi, la distance entre les collisions d est changée artificiellement par l'introduction d'un paramètre d'extension p et d'un angle de biaisage dans la direction favorisée $\cos^{-1}(\mu)$ telle que la section efficace totale Σ_T devienne $\Sigma_T(1 - p\mu)$. Le poids des particules est alors pondéré par un terme exponentiel du type $W_p \cdot \frac{e^{-p\Sigma_T\mu d}}{1-p\mu}$.

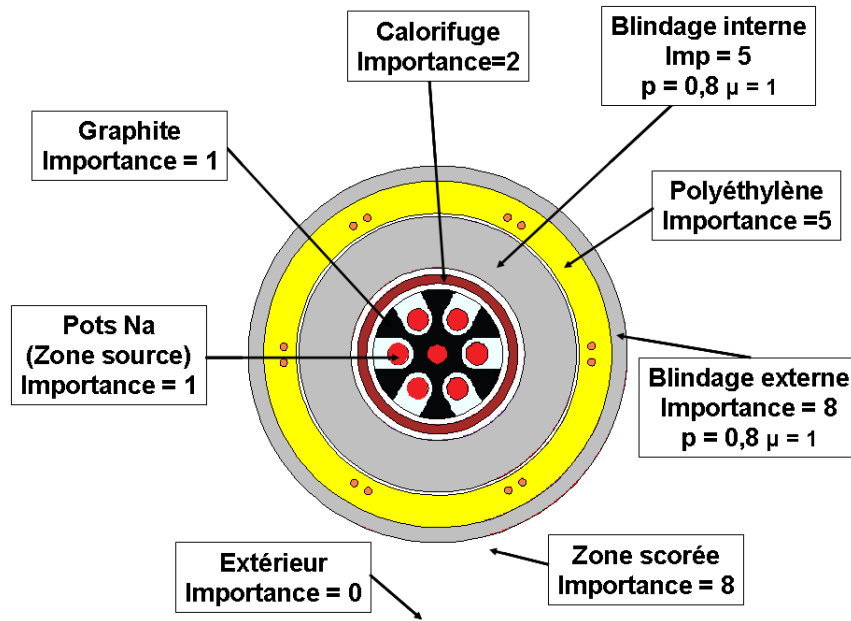


FIGURE 5.4: Zones d'importance de la simulation Monte-Carlo du système DND/G.

d Résultats

À partir des activités A_j calculées précédemment et de la simulation Monte-Carlo du transport des photons, le flux incident au niveau de la zone carottée est estimé. La figure 5.5 illustre l'influence (en termes d'efficacité volumique) de chaque partie de l'échantillon source pour les photons de 2,754 MeV. Comme il aurait pu être prédit logiquement, nous remarquons que le signal provient en majorité de la zone collectrice et des deux pots de sodium visés par le collimateur.

La figure 5.7 présente les flux partiels obtenus indépendamment pour chaque énergie de la source. Les protections biologiques ont un pouvoir absorbant d'autant plus intense que l'énergie des photons est faible. Ainsi, nous observons que la contribution des photons à 2,754 MeV du ^{24}Na est largement majoritaire. Au sein des protections biologiques, ce flux élevé de photons de haute énergie produit un grand nombre de diffusions Compton et de créations de paires (voir figure 5.6). Il en résulte un continuum Compton et un pic d'annihilation élevés à 511 keV. La contribution des photons à 440 keV du ^{23}Ne et des photons à 1,275 MeV du ^{22}Na , noyée dans le continuum Compton est quant à elle

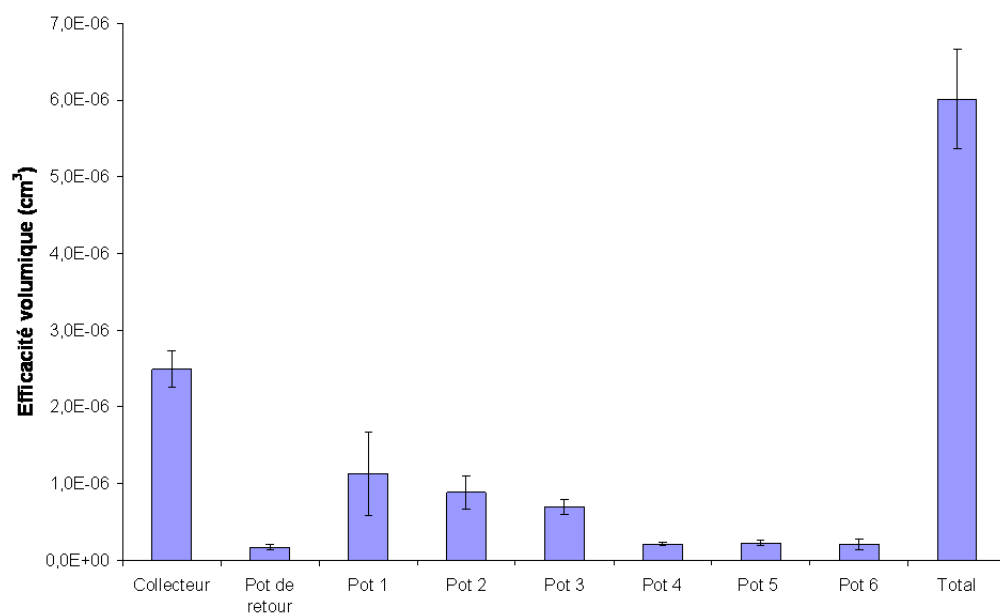


FIGURE 5.5: Efficacités volumiques des différentes parties de l'échantillon de sodium pour les photons de 2,754 MeV.

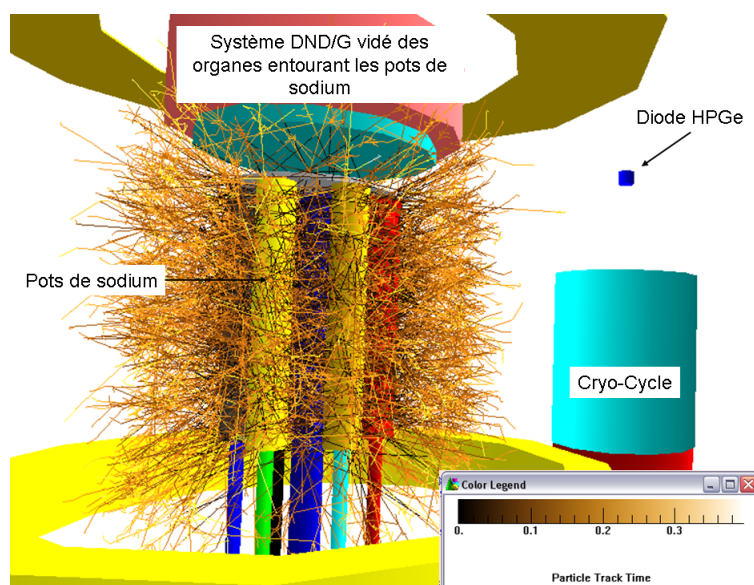


FIGURE 5.6: Visualisation de l'effet de diffusion des photons dans le blindage (MCNP/Moritz).

non-significative. Les photons sources sortant significativement de ce continuum sont les photons à 1,369 MeV du ^{24}Na et les photons à 1,634 MeV du ^{20}F .

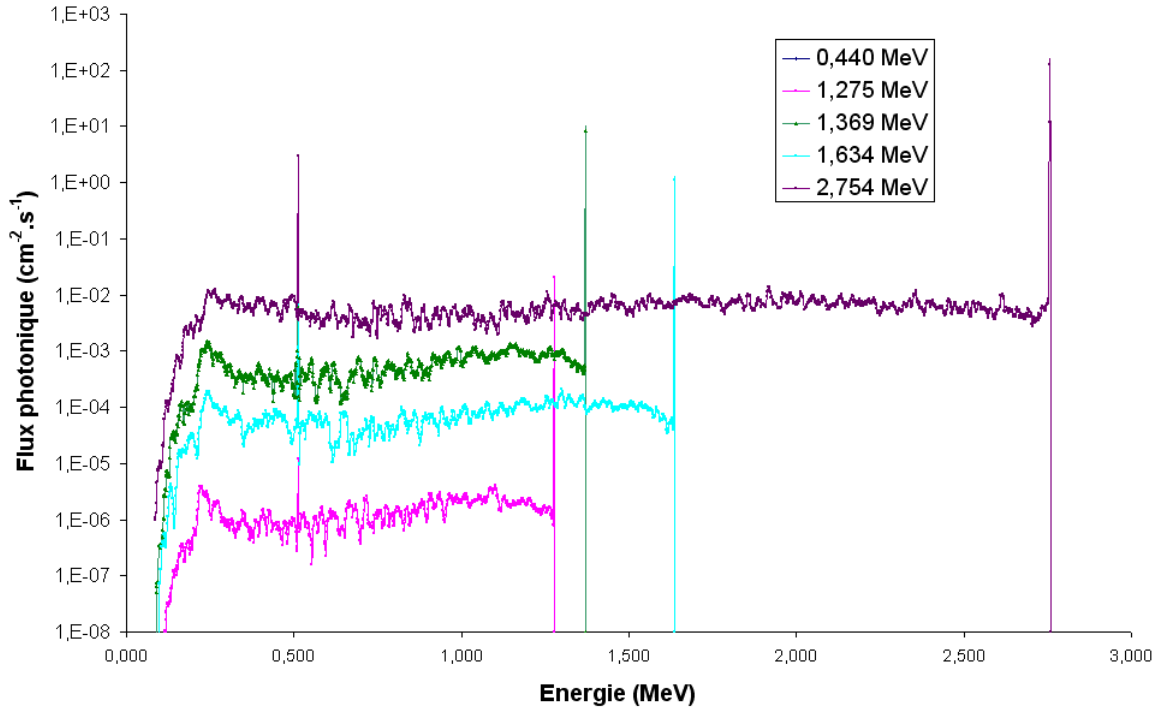


FIGURE 5.7: Flux de photons gamma incident décomposé pour les énergies 0,440 MeV, 1,275 MeV, 1,369 MeV, 1,634 MeV, 2,754 MeV.

Le flux incident total $\phi_\gamma(E)$ est finalement calculé par la somme pondérée des flux partiels (voir équation 5.5) et lissage par moyenne glissante du fond des photons diffusés (voir figure 5.8).

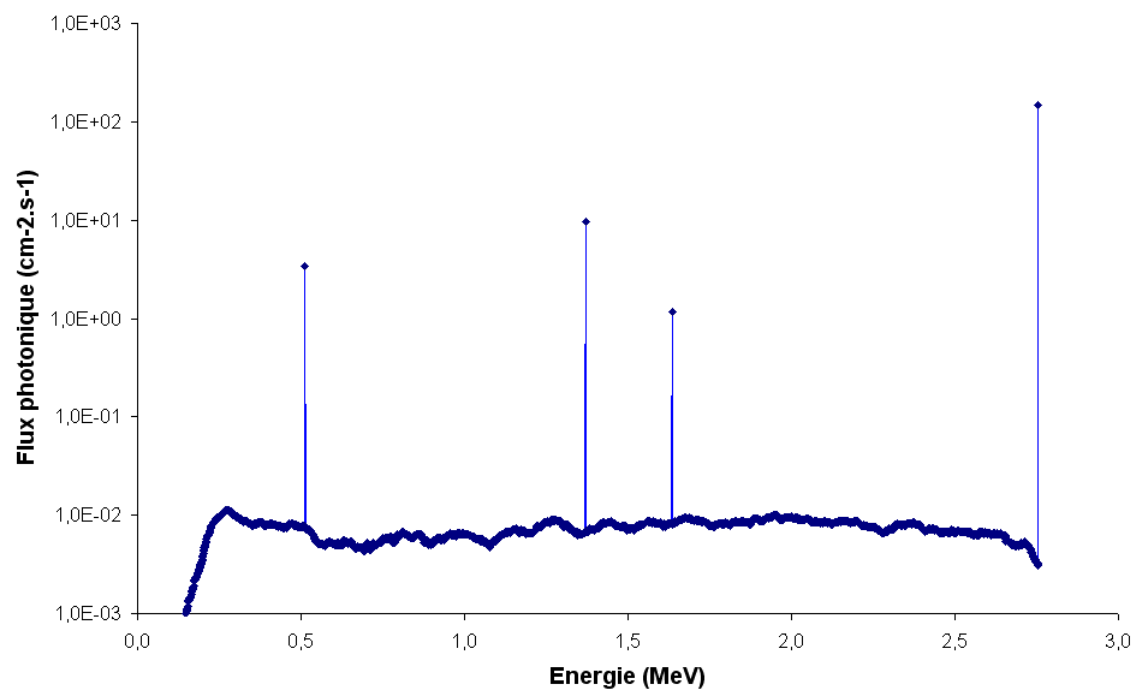


FIGURE 5.8: Flux de photons gamma incident total sur la diode HPGe.

5.3.2 Calcul de la distribution en impulsion

Les estimations des flux de photons sont transférées en termes sources (source surfacique de surface S) pour simuler la distribution en impulsions d'énergie créées par l'interaction des particules dans le capteur (*F8 tally*). Le transfert surfacique est réalisé au niveau de la fenêtre de sortie.

a La physique des interactions

Dans la mise en œuvre d'une telle simulation, il est important de transporter les électrons et les photons en utilisant, cette fois-ci, une physique détaillée des interactions. Les interactions du type *Bremsstrahlung* et les diffusions élastiques sont donc prises en compte. L'énergie de coupure des photons et des électrons est également descendue à 1 keV.

b Géométrie et validation

Dans ce type de simulation, la géométrie de la zone sensible du détecteur doit être modélisée avec un soin particulier. La figure 5.9 présente la radiographie X de la diode réalisée au laboratoire et la figure 5.10 illustre, par une vue CAO, la géométrie de la diode HPGe.

Bien que le code MCNP est largement utilisé pour l'étalonnage en rendement des diodes HPGe [Rodenias 2007, Krstic 2010], une campagne de validation a été réalisée au laboratoire en utilisant une source étalon d' ^{152}Eu et une configuration expérimentale maîtrisée. Cette étude nous a permis de tester le code TRIPOLI4 dans la version 6.1 développé au CEA SERMA qui est en cours de validation sur cette problématique [Sood 2004, Michel 2009]. La validation est illustrée par :

- les spectres simulés et expérimentaux obtenus (voir figure 5.11),
- les aires nettes des pics d'absorption totale simulées et mesurées (voir figure 5.12).

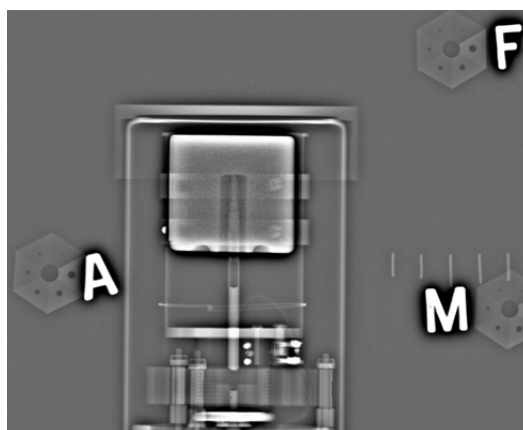


FIGURE 5.9: Radiographie X de la diode HPGe utilisée pour l'essai sur la centrale Phénix.

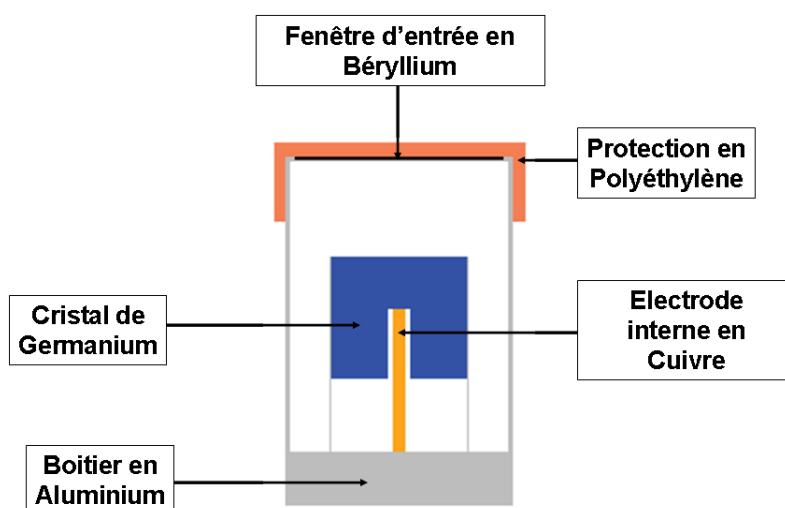


FIGURE 5.10: Vue CAO de la diode HPGe (CAO TRIPOLI4).

Nous constatons que le code TRIPOLI4.6 qui a récemment intégré la fonctionnalité de spectrométrie gamma² a une réponse très proche de la réponse fournie par MCNP5.

Les résultats montrent également une surestimation du signal simulé quelle que soit l'énergie considérée et le code utilisé (16 % en moyenne). L'origine de ce biais est inconnue et n'est pas forcément liée au rendement intrinsèque du détecteur mais aux

²Ce calcul est encore en phase de perfectionnement. La version 4.7 du code TRIPOLI4 sera parfaitement opérationnelle pour cette problématique.

erreurs géométriques, statistiques et d'étalonnage de la source étalon.

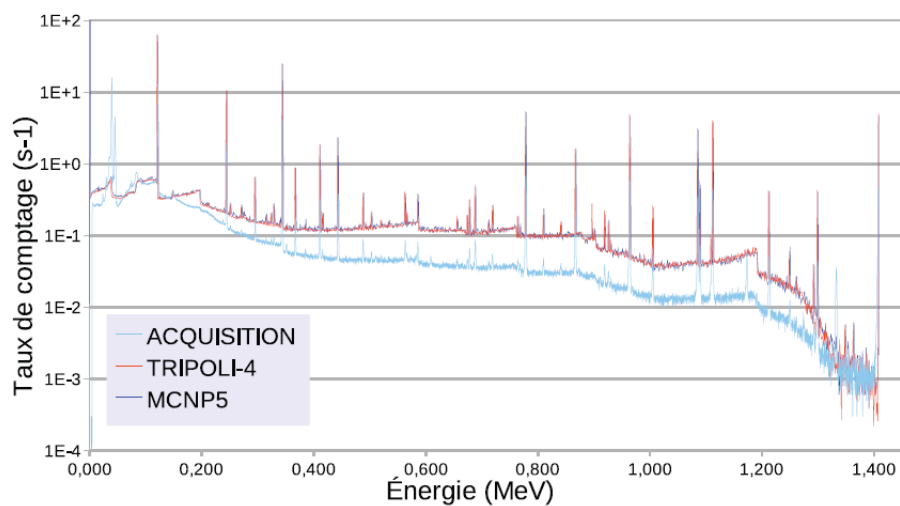


FIGURE 5.11: Spectre expérimental et spectres simulés de la mesure en laboratoire de la source ^{152}Eu (extrait de [Michel 2009]).

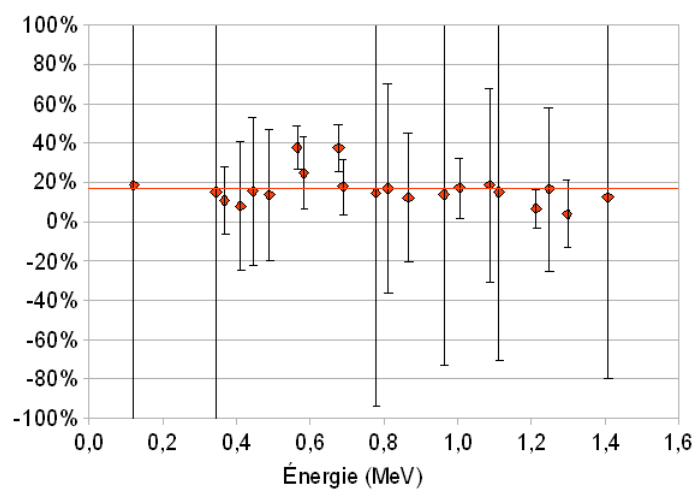


FIGURE 5.12: Erreurs relatives entre les signaux simulés et les signaux mesurés ($k=3$) (extrait de [Michel 2009]).

c Les résultats

Les sources surfaciques sont modélisées par transfert des flux de photons en sortie du carottage avec une surface S égale à la surface de collimation. Les photons sont émis uniformément dans un angle solide θ suivant un vecteur $\vec{u}$. L'angle et le vecteur sont déterminés pour chacune des parties de la source de manière géométrique comme le montre la figure 5.13.

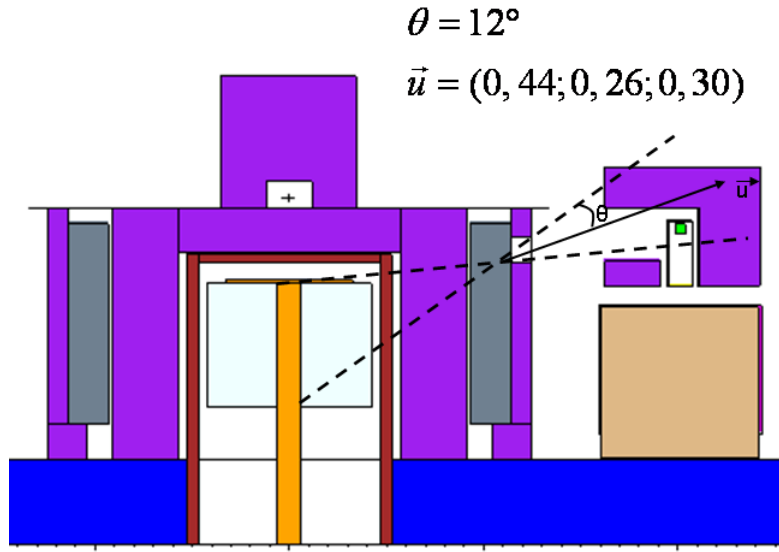


FIGURE 5.13: Tirage angulaire de la source surfacique associée au pot de retour.

Les activités $A_{\Lambda}(E)$ des sources surfaciques ainsi obtenues sont calculées par la formule suivante :

$$\begin{cases} \phi_{\gamma\Lambda}(E) &= \sum_j A_j \sum_{\gamma j} \eta_{\gamma j} \phi_{MC}(\Lambda, E_j) V_{\Lambda} \\ A_{\Lambda}(E) &= \phi_{\gamma\Lambda}(E) S \end{cases} \quad (5.6)$$

Pour des raisons évidentes d'optimisation du temps de calcul, la limitation surfacique et angulaire des sources est indispensable. La contribution des photons émis en dehors du collimateur et des photons diffusés dans le local 1602 n'est donc pas prise en compte. Cette limitation produit une sous-estimation du signal diffusé, mais n'influe pas

sur le signal non diffusé. La diffusion des photons gamma dans le château de plomb est illustrée par la figure 5.14.

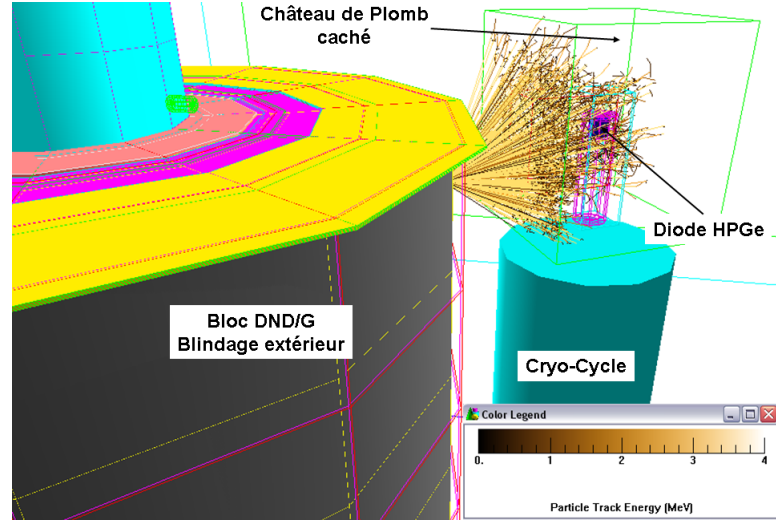


FIGURE 5.14: Diffusions des photons gamma dans le château de plomb (MCNP/Moritz).

Le signal $Y(E)$ est finalement calculé par sommation des rendements de détection $R_{\Lambda}(E)$, puis pondération avec les activités des sources surfaciques (voir figure 5.7).

$$Y(E) = \sum_{\Lambda} \left[R_{\Lambda}(E) \int_E A_{\Lambda}(E) dE \right] \quad (5.7)$$

Afin de prendre en compte le phénomène de création de porteurs de charges dans la diode et le traitement électronique du signal, le signal brut $Y(E)$ est convolué par une fonction gaussienne comme le montre la formule 5.8. Les coefficients du paramètre $\sigma(E, T)$ de la fonction gaussienne ont été déterminés expérimentalement. $\sigma(E, T)$ est une fonction quadratique de l'énergie (écart-type statistique lié à la production des porteurs de charge) et d'une fonction polynomiale du taux de comptage total T (ajout d'un bruit additif gaussien lié au bruit électronique). Cette particularité est intrinsèque au système ADONIS : à haut taux de comptage, la diminution du nombre d'échantillons numérisés entre deux impulsions limite d'autant la capacité du filtre récursif à estimer le bruit

électronique et donc à pouvoir le filtrer (voir chapitre 2.5). Dans notre configuration³, l'impact du taux de comptage sur la résolution en énergie est négligeable car le signal incident estimé est largement en dessous de 100 kcps.

$$\left\{ \begin{array}{l} \sigma(T, E) = (-5, 21.10^{-14}T^2 + 6, 21.10^{-7}T + 9, 29.10^{-1}) \\ \quad \quad \quad (2, 53.10^{-7} + 4, 72.10^{-7}\sqrt{E}) \\ Y'(E) = \int_{\epsilon} Y(\epsilon)(2\pi\sigma(\epsilon, T))^{-1/2} e^{-\frac{(E-\epsilon)^2}{2\sigma^2(\epsilon, T)}} d\epsilon \end{array} \right. \quad (5.8)$$

Le phénomène d'empilement est finalement simulé par un traitement statistique. Un grand nombre de tirages aléatoires est réalisé suivant la distribution $Y'(E)/\sum_E Y'(E)$. À chaque tirage une sommation conditionnelle de l'impulsion avec la précédente est décidée par un test aléatoire suivant la probabilité d'empilement définie par : $P_{pu}(E) = 1 - e^{-T\tau_i(E)}$ où T est le taux de comptage total et $\tau_i(E)$ la durée moyenne du temps de traitement d'une impulsion. Ce calcul est possible en raison d'une deuxième particularité du système ADONIS qui garantit qu'une impulsion empilée est strictement égale à la somme des impulsions qui la compose. En raison du faible taux de comptage, aucune distorsion liée à ce phénomène n'est observée sur le spectre simulé (le taux d'empilement est de l'ordre de 0,2 %).

La figure 5.15 présente le signal spectrométrique ainsi simulé. L'estimation de l'amplitude des signaux et de leur bruit de fond associé pour une puissance de 350 MWth et une durée de comptage de 20 minutes est reportée dans le tableau 5.3.

³En dessous de 100 kcps, la résolution d'un spectre ADONIS n'est induite que par la quantification de la production des porteurs de charges.

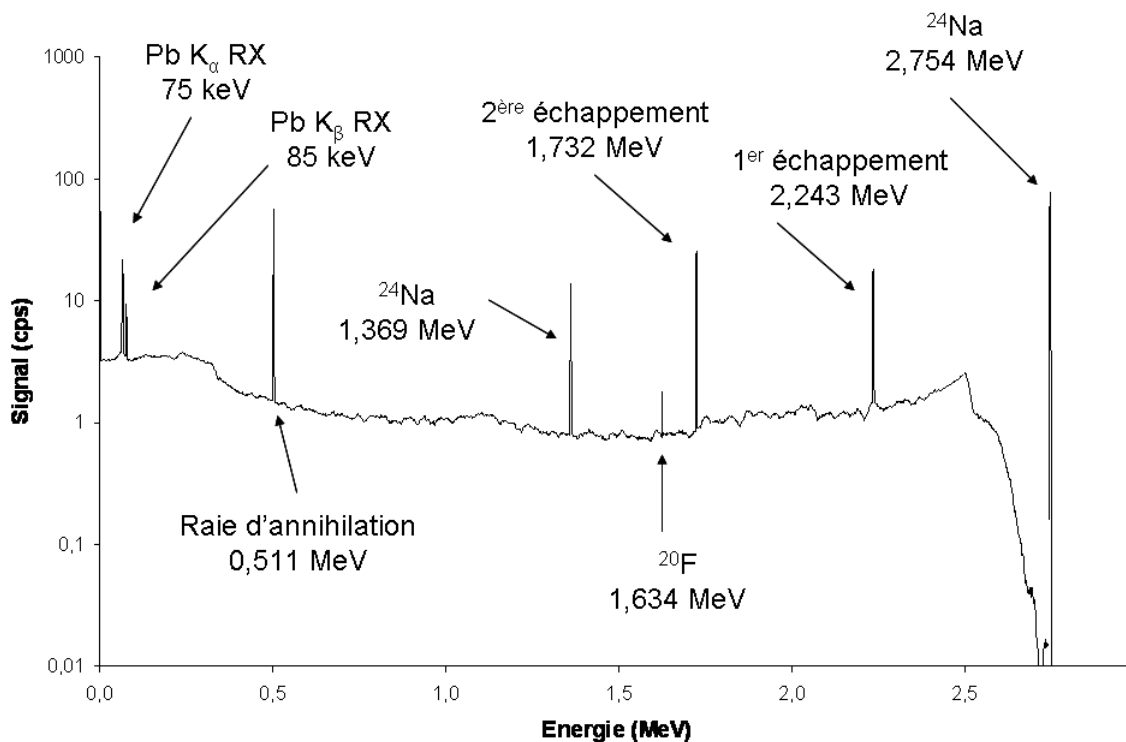
FIGURE 5.15: Simulation du signal de spectrométrie γ pour une puissance de 350 MWth.

TABLE 5.3: Estimation des taux de comptage nets des signaux et du bruit de fond associé à 350 MWth pour une durée de comptage de 20 minutes

Signal	Energie	Signal (cps)	Bruit de fond (cps)
Pb K_{α}	75 keV	$37,19 \pm 0,41$	$14,83 \pm 0,22$
Pb K_{β}	85 keV	$12,76 \pm 0,30$	$13,69 \pm 0,21$
Annihilation	511 keV	$107,45 \pm 0,62$	$5,99 \pm 0,14$
^{24}Na	1369 keV	$29,25 \pm 0,33$	$3,99 \pm 0,12$
^{20}F	1634 keV	$1,03 \pm 0,13$	$4,76 \pm 0,13$
2 ^{ème} échappement	1732 keV	$56,84 \pm 0,44$	$4,36 \pm 0,13$
1 ^{er} échappement	2243 keV	$44,13 \pm 0,42$	$7,26 \pm 0,16$
^{24}Na	2754 keV	$217,30 \pm 41,23$	$0,085 \pm 0,017$

5.4 Les premières mesures

Les simulations ont été indispensables pour configurer le système de mesure dans un emplacement où aucune mesure de spectrométrie n'a été réalisée auparavant.

Dans la configuration finale, le signal d'intérêt attendu est de l'ordre d'un coup par seconde pour un bruit de fond de l'ordre de quatre coups par seconde. Un ordre de grandeur de l'incertitude associée au signal du fluor 20 est approché en considérant deux configurations extrêmes :

- Un calcul réalisé de manière à maximiser le signal (données nucléaires, cotes géométriques, temps de transit, densités...) donne un signal de 2,30 cps.
- Un calcul réalisé de manière à minimiser le signal donne quant à lui un signal de 0,57 cps.

Concernant l'estimation du bruit de fond, la principale source d'erreur reste liée à la troncature des parcours et aux limitations surfaciques et angulaires des sources secondaires indispensable à la mise en œuvre du calcul de type Monte-Carlo ainsi que de l'impossibilité de prendre en compte la contribution des sources parasites (local PS1412) dans le modèle. La simulation ne prenant pas en compte l'ensemble des diffusions, le bruit de fond est donc largement sous-estimé. En regard de ces incertitudes, la mesurabilité du ^{20}F est probable mais non garantie.

En plus du risque de non-mesurabilité, se sont ajoutés :

- le risque d'endommagement du matériel pendant le transport et la manutention,
- le risque d'abandon de l'essai pour des raisons liées à la sûreté (l'intégrité du système DND/G vis à vis du Cryo-Cycle),
- le risque de dysfonctionnement du Cryo-Cycle dans une ambiance supérieure à 35 °C,
- l'apparition d'un bruit parasite perturbant le système ADONIS qui est sensible à la composition du signal en termes de bruit,

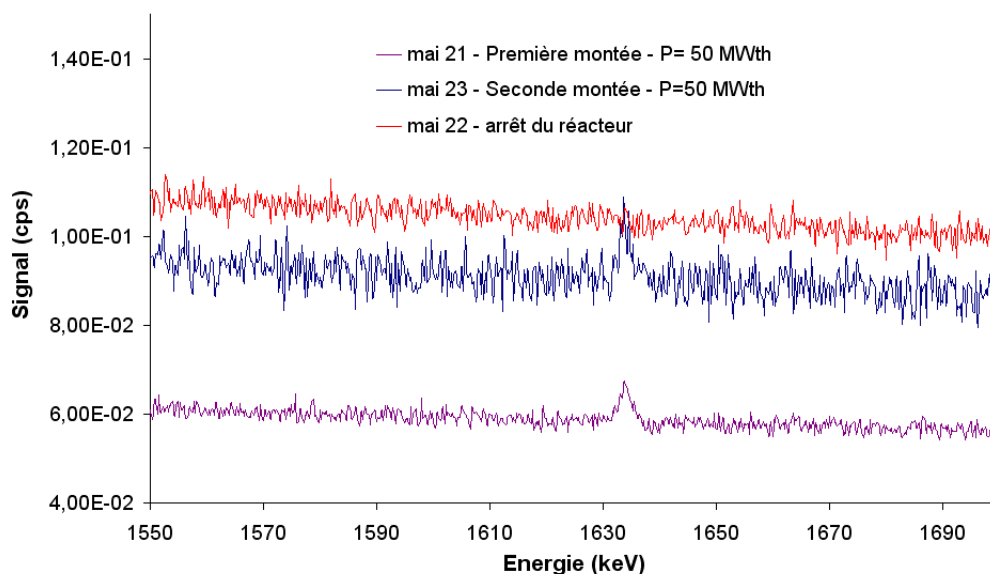
- le risque d'arrêt prématuré de la centrale Phénix.

En effet, la reprise en fonctionnement a été difficile en raison de problèmes techniques récurrents au niveau du circuit des générateurs de vapeur (GV). La possibilité d'un arrêt définitif anticipé n'était donc pas à exclure. Le réacteur est entré en divergence le 11 mai 2009. Les premiers signaux (très faibles $P \approx 30 \text{ kWth}$) ont alors été enregistrés. Après deux jours d'intégration, le signal du ^{24}Na a pu être observé prouvant que la diode n'avait pas été endommagée pendant le transport du CEA Saclay au CEA Marcoule et pendant sa descente dans le local PS1602. Le Cryo-Cycle s'est révélé opérationnel malgré la chaleur dégagée par le sodium. Cette phase nous a permis de réaliser également l'optimisation du réglage du filtre ADONIS et de calibrer en énergie la chaîne. Il a fallu attendre le 21 mai (date de fin des travaux sur les GV) pour observer la première montée en puissance à 50 MWth (palier de mise en eau des GV). C'est à ce niveau de puissance que le signal du ^{20}F est devenu significatif par rapport au bruit de fond. Le réacteur a ensuite été arrêté en urgence à cause d'un nouveau problème mineur sur l'un des GV. Le réacteur a redémarré le 23 mai pour atteindre de nouveau le palier de mise en eau.

Pendant cette phase d'arrêt et de reprise, la première corrélation entre le signal ^{20}F et la puissance du réacteur a été observée comme le montre la figure 5.16.

Le réacteur a finalement atteint la puissance nominale (350 MWth) le 25 mai 2009. Les spectres mesuré et simulé à ce niveau de puissance sont présentés sur la figure 5.17. La figure 5.18 montre la comparaison des signaux simulés et mesurés. Le niveau d'activité du ^{24}Na a été ajusté en paramétrant un temps d'accumulation de 16,5 heures, cette durée d'irradiation étant en conformité avec l'expérience. Comme nous l'avons mentionné précédemment, le niveau du bruit de fond est nettement sous-estimé (-86 % à l'énergie du signal ^{20}F).

La comparaison simulation-expérience des ratios entre les différents pics par rapport au pic à 2,754 MeV pris comme référence nous renseigne sur l'origine des sources d'erreur de la simulation. Le tableau 5.4 présente l'erreur de l'estimation de chaque signal

FIGURE 5.16: Premières observations du signal ^{20}F .

en fonction du rapport au pic de référence. Nous constatons qu'aucun biais significatif n'est observé pour les pics d'échappement. La simulation du spectre d'énergie (tally f8) est donc assez fidèle. Le signal simulé du ^{20}F à 1,634 MeV est surestimé de 41 %. Ce biais peut être corrélé aux incertitudes du modèle de calcul de l'activité ou à une surévaluation du flux gamma simulé (tally f5). Le signal à 1,369 MeV est surestimé de 83 % confirmant que la simulation du flux gamma incident laisse passer plus de photons dans les protections biologiques que ce qui est observé dans la mesure. Ce biais peut être lié à la mise en œuvre des techniques de réduction de variance ou aux incertitudes sur les valeurs de cote ou de densité.

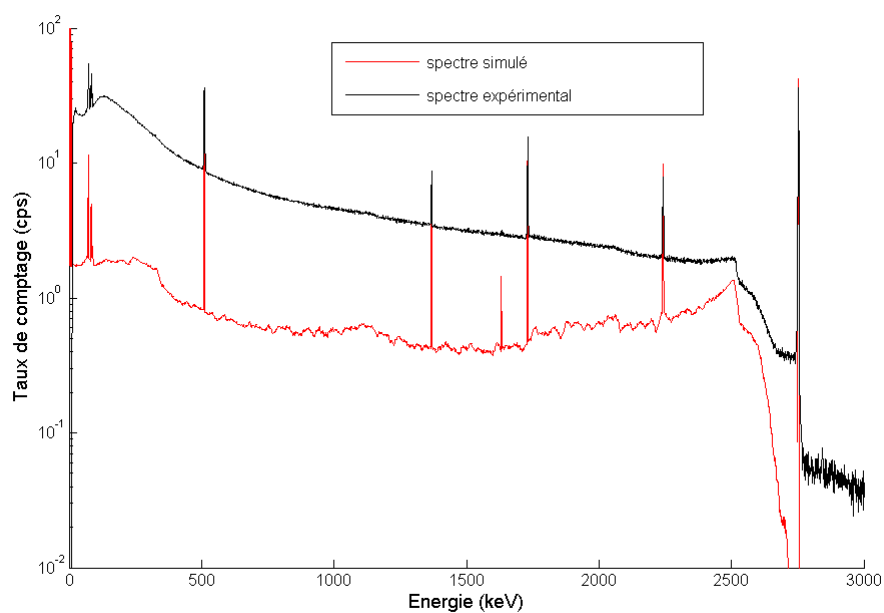


FIGURE 5.17: Spectre simulé et spectre expérimental de l'essai à 350 MWth.

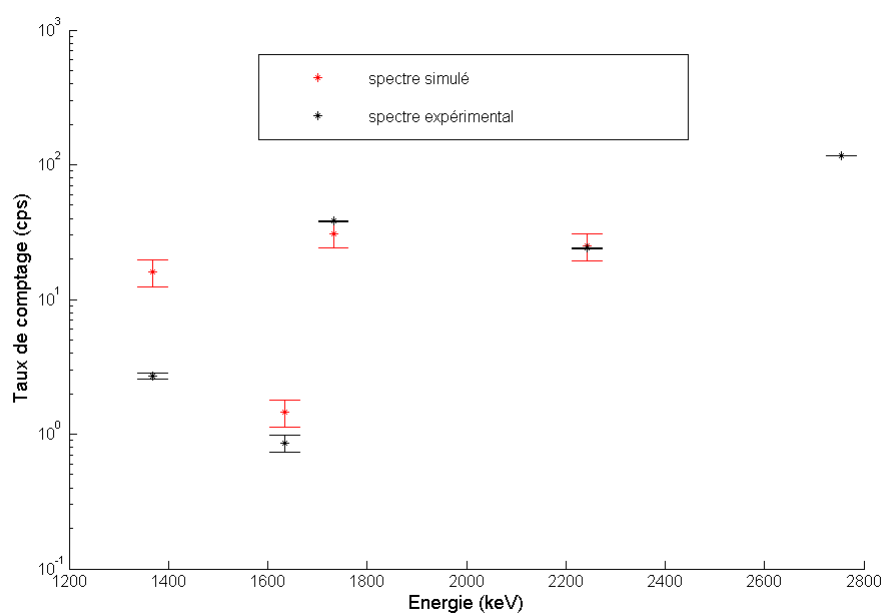


FIGURE 5.18: Comparaison des aires nettes des pics d'absorption totale normalisées par rapport au pic à 2,754 MeV (spectre simulé et spectre expérimental).

TABLE 5.4: Interprétation des erreurs entre les valeurs simulées et expérimentales normalisées au pic à 2,754 MeV

Radioélément	Signal	Erreur (%)	Tendance	Origine
^{20}F	$Y_{1634 \text{ keV}}$	41 ± 15	Surestimation	Calcul d'activité Simulation du flux γ
^{24}Na	$Y_{2243 \text{ keV}}$	4 ± 21	Non-significatif	Simulation du spectre
^{24}Na	$Y_{1732 \text{ keV}}$	23 ± 27	Non-significatif	Simulation du spectre
^{24}Na	$Y_{1369 \text{ keV}}$	83 ± 4	Surestimation	Simulation du flux γ

5.5 Conclusion

Pour relier le flux neutronique du cœur au signal de spectrométrie gamma mesuré par la diode HPGe au niveau du bloc DND/G, les étapes suivantes ont été nécessaires :

- la modélisation de l'activation neutronique du sodium en mouvement lors de son passage dans le flux neutronique,
- la modélisation de l'effet d'accumulation lié au cycle primaire,
- la modélisation de l'écoulement dans le collecteur chaud et les lignes de prélèvement,
- la simulation du transport des photons émis par l'échantillon de sodium primaire,
- le calcul du spectre en énergie au niveau de la diode germanium,
- la prise en compte de la formation du signal.

La simulation a été d'une aide précieuse pour préparer et dimensionner l'essai sur Phénix. La construction du modèle a également permis d'affiner la compréhension de la mesure spectrométrique du caloporteur sodium. Ainsi, nous sommes en mesure de mieux appréhender les nécessités techniques liées au déploiement d'un suivi de puissance par analyse des gamma retardés sur un réacteur de type RNR-Na.

Les premières mesures ont montré que les prédictions obtenues fournissaient un ordre de grandeur cohérent du signal mesuré. Un biais important dans l'estimation du fond diffusé (limitation de la méthode Monte-Carlo) et une sous-estimation de l'absorption dans les protections biologiques ont été constatés.

En dépit de la prise de risque associée à cet essai, le signal du fluor 20 a finalement été mesuré dans les conditions que nous avions prédites et une première corrélation entre le niveau de puissance et l'activité du fluor 20 a été observée. Malgré le faible taux de comptage dans cette configuration non-optimisée, nous allons tâcher de produire une analyse quantitative du suivi de puissance par fluor 20.

Les signaux gamma enregistrés pendant la montée en puissance du 25 mai 2009 sont en mesure d'apporter des données exploitables de signaux caractéristiques du fluor 20 et de la mesure de la puissance thermique cœur. Le chapitre suivant détaille l'analyse des signaux mise en œuvre pour atteindre une précision la plus élevée possible à la fois sur les mesures de puissance thermique et les mesures de taux de comptage gamma.

Quatrième partie

Résultats

Chapitre 6

Analyse des signaux

6.1 Introduction

Les signaux gamma ont été enregistrés et filtrés par le système ADONIS afin d'obtenir environ 30 heures d'un signal conditionné sous la forme d'un flux d'événements (voir chapitre 2).

L'objectif de l'analyse des signaux est de produire les informations permettant de mettre en évidence les éventuelles corrélations entre l'activité des radiotraceurs et les paramètres de fonctionnement du réacteur, comme par exemple la puissance thermique relâchée par le cœur réacteur, le débit et la température du sodium primaire. Il convient donc de baser cette étude sur des mesures précises des paramètres de fonctionnement du réacteur Phénix en parallèle des signaux gamma enregistrés par le système ADONIS.

Ce chapitre détaille la méthodologie de la mesure précise de la puissance thermique délivrée par le réacteur Phénix et le filtrage des signaux gamma dans le but de réduire au maximum les incertitudes associées aux mesures.

6.2 Les mesures de la centrale Phénix

6.2.1 La plateforme SARA

L'ensemble des paramètres et des mesures du réacteur Phénix est enregistré en permanence par la plateforme SARA (System D'Acquisition RApide). Ce système a été spécifié et mis en place sur la centrale Phénix dans le but d'apporter des explications sur les causes des AURN¹. Ce système unique en centrale électronucléaire permet l'enregistrement de 1452 voies de mesure dont certaines à une fréquence de 250 Hz autorisant une corrélation temporelle fine entre les différentes voies avec un défaut de synchronisme $< 500 \mu s$. Les baies électriques SARA sont présentées sur la figure 6.1.

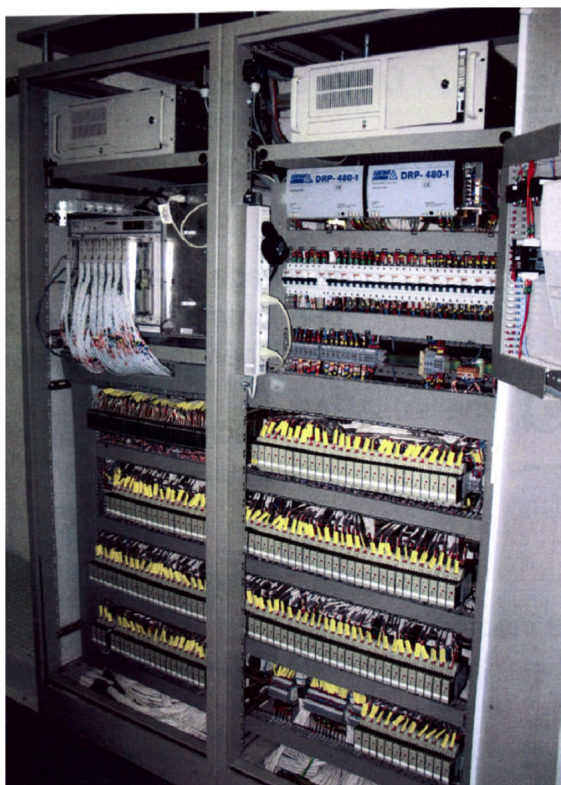


FIGURE 6.1: Baies électriques SARA (Photo CEA).

¹Arrêt d'Urgence par atteinte du seuil de Réactivité Négative. Ces arrêts automatiques ont été au nombre de quatre et ne se sont plus jamais produits.

Pour mener à bien notre analyse, les mesures recueillies sont les suivantes :

- la position des barres de contrôle,
- la mesure du débit de dose gamma du local 1602 (chambre d'ionisation gamma de type MX32),
- la température en entrée des échangeurs intermédiaires,
- le débit de sodium en sortie du système DND/G,
- le débit global du sodium dans le cœur,
- la mesure de température dans différents assemblages du cœur,
- le débit des trois pompes primaires,
- la puissance thermique calculée par bilan thermique au niveau des générateurs de vapeur,
- la puissance thermique calculée par bilan thermique au niveau des échangeurs intermédiaires,
- la puissance neutronique mesurée à partir des chaînes *ex-core* de mesure neutronique,
- la puissance neutronique mesurée à partir de la chambre à fission à haute température et de grande dynamique CFUC07 [Vuillemin 1991].

Les mesures de température et de débit sont des mesures directes. Entre deux étalonnages successifs, il n'y a pas de dérives. Ainsi, seule l'incertitude de type stochastique est prise en compte dans l'exploitation de ces mesures.

Les mesures de puissance neutronique sont plus problématiques car il n'existe pas de mesure directe de celles-ci. La puissance est déduite d'autres grandeurs physiques telles que les signaux neutroniques ou les mesures de température et de débit primaire. Comme nous l'avons vu dans le chapitre 1.4.1, l'étalonnage des mesures neutroniques dépend des autres paramètres du réacteur comme le taux de combustion et la densité du sodium. Les valeurs précises de la puissance neutronique à un instant t ne sont donc pas accessibles simplement par la seule utilisation des mesures neutroniques. Cela ne pose pas de problème en pratique pour le pilotage du réacteur par le suivi de la réactivité neutronique en raison des marges de sécurité appliquées en regard du coefficient

de réactivité positive et négative du réacteur. C'est seulement aux environs de 90 % de la puissance nominale qu'une mesure précise de la puissance thermique cœur évacuée dans les GV est effectuée afin de placer au mieux le point de fonctionnement nominal du réacteur. Les bilans thermiques eau/vapeur sont ensuite réalisés de manière périodique pour recalibrer la puissance nominale du réacteur.

L'accès en temps réel à une valeur plus fine de la puissance thermique cœur permettrait la diminution de la dérive du point nominal de fonctionnement entre chaque recalage, l'augmentation des marges de sécurité ainsi qu'un gain à la marge de la production électrique. Ces trois axes représentent l'intérêt potentiel de la méthode de suivi de la puissance proposée dans cette thèse.

Dans le cadre de l'analyse des signaux gamma, nous devons donc nous baser exclusivement sur les mesures de puissance par bilan thermique eau-vapeur. Une incertitude robuste peut être associée à cette mesure mais elle nécessite l'atteinte de la stabilité thermique des organes principaux du réacteur : circuit primaire, circuit secondaire et des générateurs de vapeur. Elle est donc réalisable seulement sur un plateau de puissance à partir d'un niveau de puissance suffisamment élevé², i.e. $P > 70 \text{ MWth}$, et cela nécessite aussi vingt minutes d'intégration de l'ensemble des signaux enregistrés.

Pendant la montée en puissance du 25 mai 2009, ces mesures ont pu être réalisées, grâce à des paliers suffisamment longs. Elles serviront de points de référence pour étudier les corrélations entre la puissance thermique cœur et les signaux gamma mesurés par notre système. Le paragraphe suivant présente la méthode de calcul de la puissance par bilan thermique eau-vapeur.

6.2.2 Le code Bilther V2.0 pour la mesure précise de la puissance

Le code Bilther est une adaptation pour Phénix du code Bil100 utilisé par EDF dans les REP pour le calcul de la puissance thermique cœur de ceux-ci [Brau 2010]. Le principe du calcul du bilan thermique est basé sur la mesure de puissance extraite aux

²Il faut que les GV soient en eau pour effectuer un bilan enthalpique.

générateurs de vapeur : il s'agit d'un bilan eau/vapeur. Contrairement à un REP où le bilan est réalisé sur un unique point de changement de température, la particularité du calcul de puissance du réacteur Phénix réside dans le fait que les étapes de surchauffe et de resurchauffe³ introduisent d'autres points de température en dehors du point d'ébullition de la vapeur d'eau. La puissance du cœur est ensuite obtenue en prenant en compte l'ensemble des apports et des fuites thermiques intervenant depuis le cœur jusqu'aux générateurs de vapeur.

Le calcul utilise 68 enregistrements de capteurs extraits de la plateforme SARA sur la période en temps choisie pour réaliser le bilan enthalpique. Les données acquises sont testées et moyennées sur la période considérée. L'équation 6.1 décrit le calcul de la moyenne $\bar{v}$ et de l'incertitude⁴ de type A ($u_A(v)$) d'une mesure v après rejet des points considérés comme déviants (au delà de deux écart-types de déviation par rapport à la valeur moyenne de chaque mesure ; le nombre de points rejetés soient inférieurs à 5 % de la population enregistrée pour valider la mesure).

$$\begin{cases} \bar{v} &= \frac{\sum_{i=1}^n v_i}{n} \\ u_A(v) &= \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (v_i - \bar{v})^2}{n-1}} \end{cases} \quad (6.1)$$

La figure 6.2 présente le synoptique du code Bilther V2.0 des circuits de refroidissement de la chaudière nucléaire Phénix. Les valeurs mesurées et les valeurs corrigées par le calcul figurent pour chaque circuit et pour chaque étage de refroidissement. Le générateur de vapeur est constitué de trois étages : l'étage économiseur-évaporateur noté EE, l'étage surchauffeur noté S et l'étage resurchauffeur noté RS. La première étape du calcul consiste à calculer la puissance échangée aux générateurs de vapeur P_{GV} comme la somme des contributions des trois étages.

³La surchauffe et la resurchauffe permettent l'atteinte de températures plus élevées donc plus intéressantes pour l'augmentation du rendement thermodynamique. Dans l'absolu, c'est toujours l'écart entre la source chaude et froide qui conditionne le rendement.

⁴Une incertitude de type A (ou stochastique) est l'incertitude du résultat d'un mesurage exprimé sous la forme d'un écart-type. L'évaluation de l'écart-type repose sur une méthode d'estimation de l'incertitude par analyse statistique de séries d'observations.

- d et D sont respectivement les valeurs des diamètres du rétrécissement causé par l'organe déprimogène et des diamètres des conduites dans les conditions d'utilisation.
- β est le rapport d'ouverture d/D du diaphragme ou du cône de la tuyère.
- ϵ est le coefficient de détente (égal à 1).
- C est le coefficient de décharge. Cette grandeur est fonction du nombre de Reynolds⁵ Re dans les conditions de la mesure. Ce nombre est lui-même fonction du débit Q , il ne peut donc être obtenu que par itération à partir d'une valeur choisie initialement pour Re par la formule $Re = \frac{4Q}{\pi\mu D}$ où μ est la viscosité dynamique de l'eau.
- ρ est la masse volumique de l'eau.
- Une correction de hauteur manométrique est également effectuée de manière à rendre les valeurs de pression comparables, telle que la perte de charge δp entre deux points du circuit de hauteur h_1 et h_2 soit égale à $p_1 - p_2 + (\rho_1 h_1 - \rho_2 h_2)g$ où g est l'accélération de la pesanteur.
- Les valeurs de la masse volumique et de la viscosité dynamique de l'eau sont obtenues par interrogation des librairies EDF PROTEE dans le plan pression/température [Phénix 2003].

Dans la pratique, les diaphragmes sont utilisés préférentiellement aux tuyères car ils disposent d'une incertitude plus réduite que ces dernières. Les débits des différents étages du générateur de vapeur sont déduits de la manière suivante, le débit à l'étage EE est considéré comme égal à celui de l'étage surchauffeur⁶, la valeur de $2,65 \text{ kg.s}^{-1}$ correspondant aux débits prélevés pour les boîtes étanches de la turbine à vapeur (étage haute pression) :

⁵Le nombre de Reynolds est un nombre adimensionnel caractérisant un écoulement par le rapport entre les forces d'inerties et les forces visqueuses.

⁶L'action des purgeurs automatiques font que $Q_{EE} \geq Q_S$. Considérer $Q_{EE} = Q_S$ induit une surestimation de la puissance vraie du surchauffeur.

$$\begin{cases} Q_{EE} &= Q_1 \\ Q_S &= Q_1 \\ Q_{RS} &= Q_1 - Q_2 - 2,65 \end{cases} \quad (6.4)$$

L'incertitude associée à la valeur de P_{GV} est déterminée par la somme quadratique des incertitudes de type A et de type B où v_i représente les mesures de pression et de température utilisées pour le calcul. Les sensibilités $\frac{\partial P_{GV}}{\partial v(i)}$ sont exprimées en fonction des dérivées partielles sur l'enthalpie $\frac{\partial H}{\partial v(i)}$ déterminées à partir des tables thermodynamiques dans les conditions de température et de pression données. La relation fonctionnelle qui décrit le bilan thermique fait deux hypothèses :

- Les grandeurs d'entrée sont indépendantes.
- La loi de chaque v_i (variable aléatoire) est symétrique autour de sa moyenne⁷.

$$\begin{cases} u_A^2(P_{GV}) &= \sum_i^{68} \left(\frac{\partial P_{GV}}{\partial v(i)} \right)^2 u_A^2(v_i) \\ u_B^2(P_{GV}) &= \sum_i^{68} \left(\frac{\partial P_{GV}}{\partial v(i)} \right)^2 u_B^2(v_i) \\ u_c^2(P_{GV}) &= u_A^2(P_{GV}) + u_B^2(P_{GV}) \end{cases} \quad (6.5)$$

Les puissances dissipées dans le collecteur chaud P_{FCC} et dans le collecteur froid P_{FCF} sont déterminées par des fonctions polynomiales du second ordre de la température d'entrée des échangeurs intermédiaires T_{EI} et de la température à l'aspiration des pompes primaires T_{PP} [Phénix a].

$$\begin{cases} P_{FCC} &= -4,56 + 0,21T_{EI} - 1,75 \cdot 10^{-5} T_{EI}^2 \\ P_{FCF} &= 403,9 - 3,69T_{PP} + 1,025 \cdot 10^{-2} T_{PP}^2 \end{cases} \quad (6.6)$$

Les énergies perdues dans les pièges froids primaires P_{PF1} et secondaires P_{PF2} sont également estimées en fonction des températures T_{PF1} et T_{PF2} pondérées par les débits massiques correspondants Q_{PF1} et Q_{PF2} [Phénix a].

⁷Des points sont retirés de la population initiale afin de garder la condition de symétrie et pouvoir éviter le développement limité en série de Taylor d'ordre supérieur et ne garder que les termes de premier ordre.

$$\begin{cases} P_{PF1} &= Q_{PF1}(1,4347 - 5,7968.10^{-4}T_{PF1} + 4,6164.10^{-7}T_{PF1}^2)\Delta T_{PF1} \\ P_{PF2} &= Q_{PF2}(1,4347 - 5,7968.10^{-4}T_{PF2} + 4,6164.10^{-7}T_{PF2}^2)\Delta T_{PF2} \end{cases} \quad (6.7)$$

Les pompes primaires et secondaires apportent une quantité de puissance au système qui doit être prise en compte dans le bilan. Ces apports P_{AP1} et P_{AP2} sont proportionnels à la masse volumique du sodium et au cube de la vitesse de rotation des pompes v_{pp} et v_{ps} [Phénix b].

$$\begin{cases} P_{AP1} &= \sum_i^3 \frac{1166}{3} \left(\frac{\rho(T_{pp,i})}{\rho(400^\circ C)} \right) \left(\frac{v_{pp,i}}{880} \right)^3 + \frac{1166}{3} \left(\frac{1}{0,852} - 1 \right) \left(\frac{\rho(T_{pp,i})}{\rho(400^\circ C)} \right)^2 \left(\frac{v_{pp,i}}{880} \right)^4 \\ P_{AP2} &= \sum_i^3 \frac{575}{2} \left(\frac{\rho(T_{ps,i})}{\rho(857)} \right) \left(\frac{v_{ps,i}}{908} \right)^3 + \frac{575}{2} \left(\frac{1}{0,74} - 1 \right) \left(\frac{\rho(T_{ps,i})}{\rho(857)} \right)^2 \left(\frac{v_{ps,i}}{908} \right)^4 \end{cases} \quad (6.8)$$

Finalement, le circuit secondaire subit des fuites de puissance incontrôlables P_{FSI} liées aux pertes par convection et radiation le long des circuits malgré l'isolation des tuyauteries par des isolants calorifuges [Phénix 1971]. Elles sont estimées empiriquement à partir des températures mesurées à l'entrée T_{ES} et à la sortie T_{SS} du circuit secondaire tel que :

$$P_{FSI} = \sum_i (231 - 0.41(T_{ES} + T_{SS}) + 1,771.10^{-3}(T_{ES}^2 + T_{SS}^2)) \quad (6.9)$$

Finalement la puissance thermique délivrée par le cœur est déterminée par la formule suivante :

$$P = P_{GV} + P_{FSI} + P_{PF1} + P_{PF2} + P_{FCC} + P_{FCF} - P_{AP1} - P_{AP2} \quad (6.10)$$

6.2.3 Détermination des points de référence

Sept mesures de référence ont été réalisées dans la dernière phase de la montée en puissance du 25 mai 2009. La figure 6.3 présente les mesures puissances obtenues par :

- le bilan thermique au niveau des générateurs de vapeur,
- le bilan thermique au niveau des échangeurs intermédiaires,

- les mesures neutroniques *ex-core*,
- la mesure neutronique par la chambre à fission haute température CFUC07.

Le bilan eau/vapeur au niveau des générateurs de vapeur présente un biais de 12 MWth, témoignant de l'apport de puissance des pompes primaires et secondaires. Les mesures de puissance neutronique sont étalonnées par rapport au dernier point de référence (16 h). La mesure de puissance délivrée par les chambres neutroniques *ex-core* donne une mesure proche du bilan thermique dans la plage d'incertitude de 4 MWth. La chambre expérimentale *in-core* CFUC07 et la mesure du flux gamma prompt sous cuve fournissent également une estimation relativement fiable de la puissance. La figure 6.4 présente les mesures de la puissance neutronique, de la réactivité neutronique, de la température et du débit de sodium primaire relevées dans la journée du 25 mai 2009.

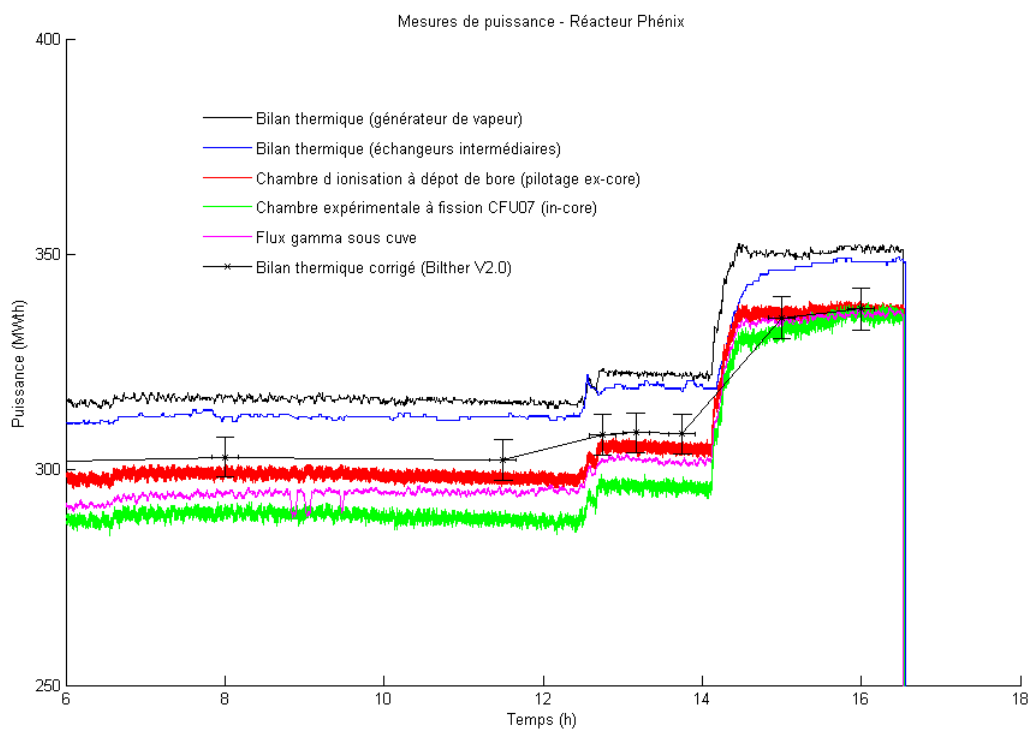


FIGURE 6.3: Montée en puissance du 25 mai 2009.

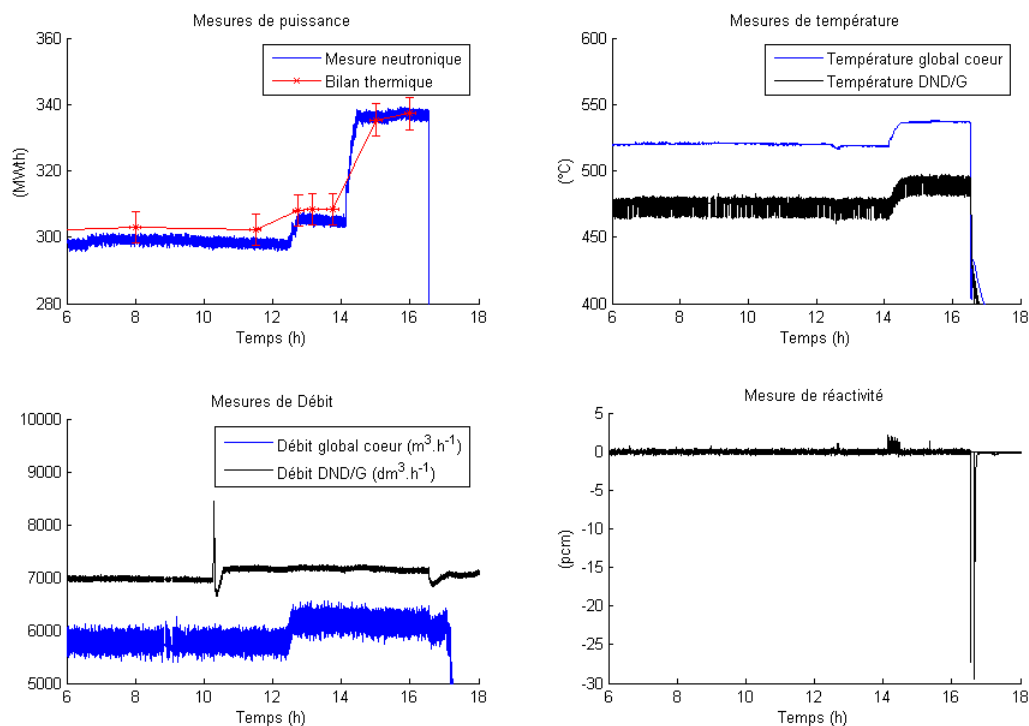


FIGURE 6.4: Mesures enregistrées le 25 mai 2009 sur le réacteur Phénix.

Cette période de fonctionnement contient deux augmentations significatives de puissance, la première à 12h30 et la seconde à 14h30. La première est caractérisée par une augmentation simultanée du débit des pompes primaires induisant une stabilisation de la température du sodium chaud (voire une légère baisse). La seconde montée n'est pas compensée par une augmentation du débit des pompes ce qui produit une augmentation significative de la température du sodium chaud.

Le chapitre suivant présente l'extraction des signaux gamma retardés mesurés par le système ADONIS sur les points de références fournis par les bilans thermiques eau/vapeur.

6.3 Le filtrage des signaux gamma ADONIS

Comme nous l'avons expliqué dans le chapitre 2, le signal gamma ADONIS est constitué d'un flux d'événements composés pour chacun d'eux de l'énergie $\mathcal{E}_n$, du temps d'occupation nécessaire au traitement de l'événement $\mathcal{D}_n$, et de l'instant d'occurrence de l'événement $\mathcal{T}_n$.

L'information contenue dans le signal est à la fois temporelle et énergétique. Le signal est donc filtré suivant ces deux composantes de manière à optimiser la précision statistique de la mesure.

6.3.1 Le filtrage en énergie

La distribution en énergie du signal gamma est constituée d'un fond (Compton + diffusés) considéré comme un bruit parasite et de pics d'absorption totale (signal utile) servant à caractériser la source radioactive. Les pics d'absorption totale sont distribués en énergie en raison de la quantification de la génération de porteurs de charge. Cette répartition peut être modélisée au premier ordre comme une loi normale de paramètres E et σ_E .

Le filtre en énergie consiste à définir des bandes passantes en énergie assurant l'obtention d'un signal brut et d'un bruit de fond associé pour une énergie caractéristique E donnée. Ces bandes passantes sont définies de manière à obtenir un maximum d'information sur le signal net. En regard de la statistique poissonnienne de l'arrivée des événements gamma, le plus d'événements utiles doit être compté pour l'estimation du signal brut et pour l'estimation du bruit de fond associé.

La bande passante servant à estimer le signal brut est déterminée de manière à maximiser l'intensité du signal utile I_E . Elle est paramétrée par un facteur de pondération de l'écart-type f_1 . En prenant l'hypothèse de la distribution en énergie du signal utile comme gaussienne et de la distribution du bruit comme uniforme, l'intensité théorique est calculée par l'équation 6.11. Elle est représentée graphiquement dans la figure 6.5.

$$I_E = \frac{1}{2} \left[1 + \operatorname{erf} \left(-\frac{(f_1 \sigma_E)^2}{\sigma_E \sqrt{2}} \right) \right] - 2 \frac{f_1 \sigma_E}{RSB} \quad (6.11)$$

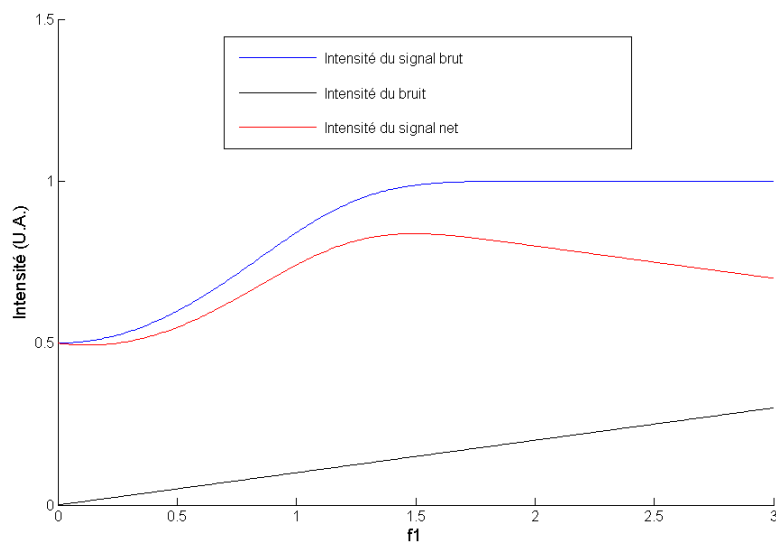


FIGURE 6.5: Intensité du signal net en fonction du paramètre f_1 pour un bruit représentant 10 % du signal.

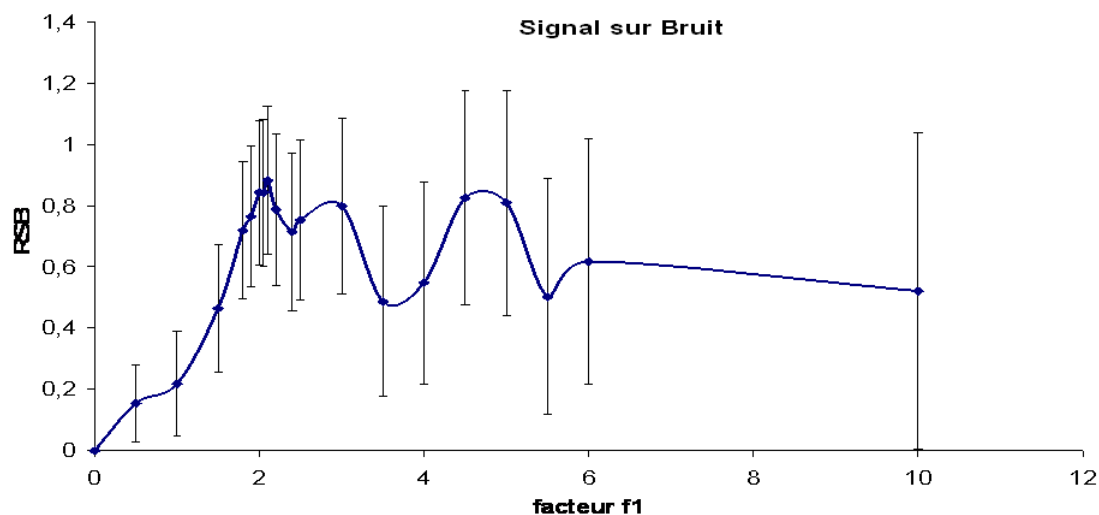


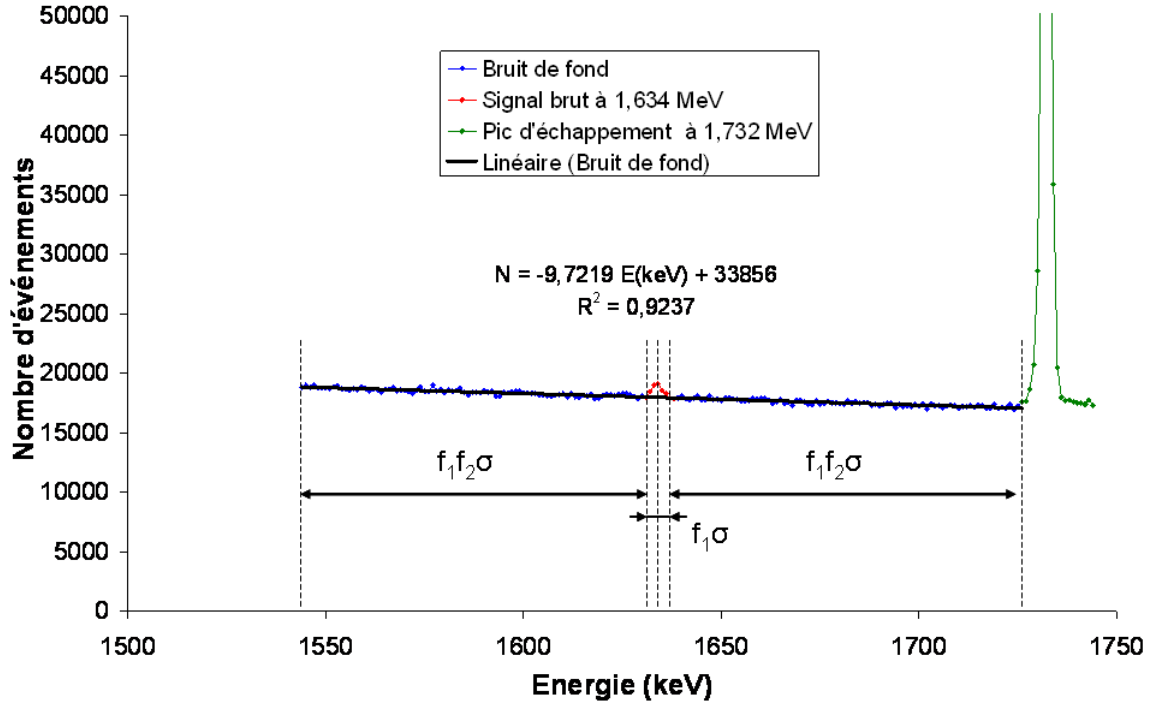
FIGURE 6.6: Détermination expérimentale du paramètre d'élargissement f_1 .

Dans la pratique, nous n'avons pas une estimation assez fine du paramètre σ . Le paramètre d'élargissement f_1 est donc évalué expérimentalement. Sa détermination pour le signal du ^{20}F est présentée dans la figure 6.6. Pour déterminer le bruit de fond, il est également important de maximiser l'intensité du signal mesuré en regard de la statistique poissonnienne. La plage d'énergie considérée pour l'estimation de ce signal est réglée par le produit d'un deuxième facteur d'élargissement appelé f_2 suivant les critères suivants :

- L'emplacement de la bande passante doit être situé de manière symétrique de part et d'autre de la plage d'estimation du signal brut $([E - f_1\sigma; E + f_1\sigma])$;
- La bande passante doit être proportionnelle au produit $f_1\sigma$ de manière à pouvoir quantifier aisément le bruit de fond ;
- La linéarité du bruit de fond sur cette plage d'énergie doit être respectée.

Cette deuxième plage d'énergie est évaluée à partir de spectres expérimentaux intégrés (voir figure 6.7). L'évolution de la distribution en énergie du bruit de fond associé au signal du ^{20}F peut être considérée comme pseudo-linéaire dans une plage d'énergie allant de 1,543 MeV à 1,725 MeV (avant apparition du pic d'échappement à 1,732 MeV).

Ce filtre permet la constitution de deux séquences de temps actif inter-événement et de temps d'occupation relatifs au signal brut $\mathcal{S}_n$ et au bruit de fond $\mathcal{B}_n$ comme le montre l'algorithme 4.

FIGURE 6.7: Détermination expérimentale du paramètre d'élargissement f_2 .

Algorithme 4 Construction de la séquence des événements du signal d'énergie ϵ et du bruit de fond associé.

Conditions initiales: $f_1, f_2, \sigma, j=0, k=0, \epsilon$

- 1: **tant que** $i < N$ **faire**
 - 2: **si** $\epsilon - f_1 \sigma < \mathcal{E}_i < \epsilon + f_1 \sigma$ **alors**
 - 3: $\mathcal{S}_j = \mathcal{T}_i$
 - 4: $\mathcal{H}_j = \mathcal{D}_{i-1}$
 - 5: $j \leftarrow j + 1$
 - 6: **sinon**
 - 7: **si** $\epsilon - f_1 \sigma(1 + f_2) < \mathcal{E}_i < \epsilon + f_1 \sigma(1 + f_2)$ **alors**
 - 8: $\mathcal{B}_k = \mathcal{T}_i$
 - 9: $\mathcal{V}_k = \mathcal{D}_{i-1}$
 - 10: $k \leftarrow k + 1$
 - 11: **fin si**
 - 12: **fin si**
 - 13: $i \leftarrow i + 1$
 - 14: **fin tant que**
-

Après avoir défini les deux bandes passantes en énergie, les taux de comptage des signaux gamma sont estimés à chaque point de référence.

6.3.2 Le filtrage temporel

Le temps au bout duquel un noyau radioactif se désintègre est caractérisé par un temps moyen de durée de vie τ' et d'une fréquence moyenne $\lambda' = \frac{1}{\tau'}$. Cette fréquence est la même pour tous les noyaux radioactifs d'un isotope donné et n'évolue pas dans le temps. La densité de probabilité de la désintégration d'un noyau pris au hasard suit donc une loi exponentielle $f(t) = \lambda' e^{-\lambda' t}$. Cette probabilité étant indépendante de la désintégration passée des autres noyaux de la source, les N noyaux radioactifs contenus dans une source se désintègrent avec une fréquence $\lambda' N$ indépendamment du temps écoulé depuis la désintégration précédente. En considérant la quantité N constante en regard du temps d'observation, la loi de Poisson permet de modéliser les processus de renouvellement dont la distribution des durées de vie est une loi exponentielle. L'hypothèse $\frac{dN}{dt} = 0$ est vraie dans notre cas car le renouvellement du sodium source est permanent. Le comptage des photons N_γ enregistrés par le détecteur pendant un temps θ est théoriquement distribué suivant l'équation 6.12 où η_ϵ est le rendement de détection du photon d'énergie ϵ et F_ϵ est le rendement d'absorption totale du détecteur.

$$\begin{cases} \lambda_\gamma &= F_\epsilon \eta_\epsilon N \lambda' \\ N_\gamma(k, \epsilon) &= \frac{(\lambda_\gamma \theta)^k}{k!} e^{-\lambda_\gamma \theta} \end{cases} \quad (6.12)$$

Dans le cadre de l'estimation des signaux caractéristiques du fluor 20, le bruit de fond $\mathcal{B}$ et le signal brut $\mathcal{S}$ sont des mélanges de processus Poisson considérés comme indépendants et liés aux activités du ^{20}F , du ^{24}Na et des photons diffusés. Ainsi, en estimant le comptage sur la même plage de temps notée θ , que celle utilisée pour l'estimation de la puissance par bilans thermiques, la variance associée aux signaux évolue comme le nombre d'événements enregistrés pour lesdits signaux.

Si le signal est considéré comme exclusivement composé d'événements simples (non-empilés), le taux de comptage λ est égal au nombre d'événements enregistrés divisé par le temps actif. Pour tenir compte des empilements, seule une approche statistique permet d'obtenir une estimation de leur proportion [Dautremer 2002]. Cette correction

nécessite l'estimation du taux de comptage total. Le temps inter-impulsion ainsi que l'espace séparant la fin d'une impulsion et le début de la suivante sont distribués suivant une loi exponentielle. La métrologie fine réalisée par le filtrage ADONIS de ce temps actif permet d'estimer de manière robuste le taux de comptage total noté λ_T . L'approche Bayésienne développée dans [Barat 2009] donne une estimation robuste de ce taux de comptage (voir l'équation 6.13).

$$\lambda_T = - \frac{\ln \left(1 - \frac{n}{\sum_{i=1}^n \mathcal{T}_i - \mathcal{D}_i} \right)}{T_e} \quad (6.13)$$

Les taux de comptage d'un signal caractéristique et du bruit de fond associé sont ensuite déterminés par une pondération des événements enregistrés par l'inverse de la probabilité de non-empilement $e^{-\lambda_T(\mathcal{D}_i+1/2)T_e}$, celle-ci évoluant en fonction de l'énergie des impulsions. Les estimations des signaux en taux de comptage et de leurs écart-types associés sont calculées par les équations suivantes.

$$\left\{ \begin{array}{lcl} \lambda_{Sb} & = & \lambda_T \frac{m \sum_{j=1}^m e^{\lambda_T T_e (\mathcal{H}_j + 1/2)}}{n} \\ \sigma_{Sb} & = & \lambda_{Sb} \frac{\sqrt{m}}{m} \\ \lambda_{Bdf} & = & \lambda_T \frac{l \sum_{k=1}^l e^{\lambda_T T_e (\mathcal{V}_k + 1/2)}}{n} \\ \sigma_{Bdf} & = & \lambda_{Bdf} \frac{\sqrt{l}}{l} \end{array} \right. \quad (6.14)$$

Le signal net du ^{20}F est finalement obtenu par soustraction du bruit de fond comme présenté dans l'équation 6.15.

$$\left\{ \begin{array}{lcl} \lambda_S & = & \lambda_{Sb} - \frac{\lambda_{Bdf}}{f_2} \\ \sigma_S & = & \sqrt{\sigma_{Sb}^2 + \left(\frac{\sigma_{Bdf}}{f_2} \right)^2} \end{array} \right. \quad (6.15)$$

6.3.3 Observations et extraction des informations

Afin d'observer les corrélations entre les paramètres de fonctionnement du réacteur et l'activité des photons gamma retardés, la figure 6.8 présente :

- La puissance thermique calculée par le code BiltherV2.0,

- Les mesures de température et de débit du sodium extraites de la plateforme SARA,
- le signal du flux gamma mesuré par la chambre d'ionisation MX32 et par la chaîne ADONIS,
- Les signaux du fluor 20 et du sodium 24 enregistrés par la chaîne ADONIS et filtrés par la méthode présentée ci-dessus,
- Les activités du sodium 24 et du fluor 20 obtenues par simulation.

Les valeurs numériques sont reportées dans l'annexe D, les incertitudes associées sont données avec un facteur d'élargissement $k = 1,96$ qui fournit un intervalle ayant un niveau de confiance de 95 % pour une loi Normale de la moyenne des activités du ^{20}F , du ^{24}Na et du flux gamma total.

Nous considérons dans un premier temps le signal gamma total. Les flux des photons gamma mesurés dans le local PS1602 par la chambre d'ionisation de type MX32 et le flux mesuré par la chaîne ADONIS sont similaires. Alors que le flux des gamma prompts est représentatif de la puissance (voir figure 6.3), l'intégrale du flux gamma retardé ne peut être corrélée aux paramètres du réacteur.

Sur les spectres en énergie de la figure 6.9, nous remarquons que le signal est principalement composé d'un flux de photons diffusés ne provenant pas systématiquement de l'échantillon. Le flux gamma étant peu corrélé aux paramètres de fonctionnement, nous pouvons en déduire que la composante diffusée du signal est indépendante du flux des gamma retardés émis par le sodium du système DND/G. L'origine probable du signal diffusé est l'ensemble des nombreuses canalisations de sodium et d'argon présentes dans le local PS1412 adjacent. Nous voyons ici l'importance du dispositif de collimation pour mettre en œuvre ce type de mesure sur un circuit primaire où le bruit de fond doit être limité sans diminuer le signal.

Le signal des gamma retardés est en grande majorité composé de l'activité du sodium 24. Le signal du fluor 20 demeure très faible ce qui limite notre capacité d'analyse. Au premier regard, nous pouvons distinguer un comportement très différent entre le ^{20}F et le ^{24}Na .

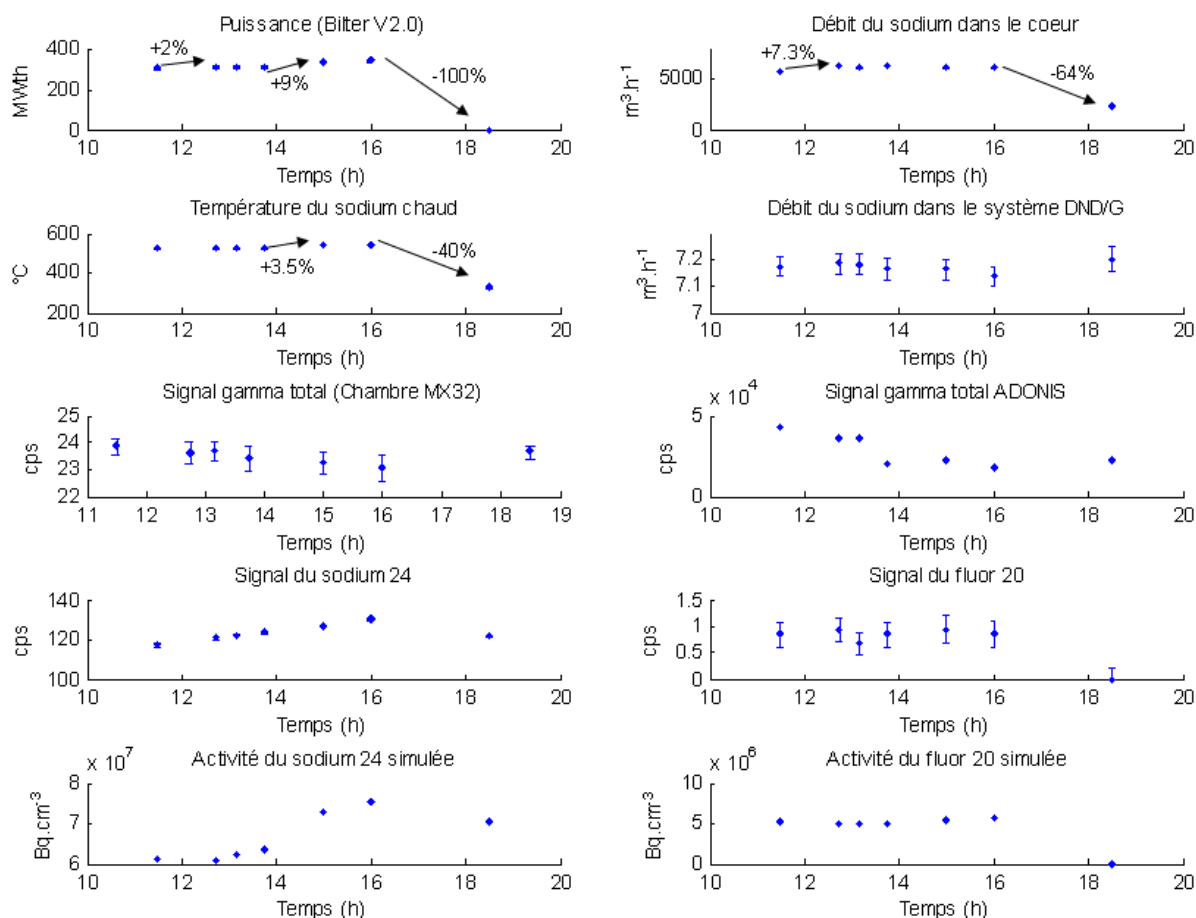


FIGURE 6.8: Mesures du réacteur Phénix et signaux ADONIS aux points de référence.

Le signal du ^{24}Na est obtenu avec une bonne précision statistique. Nous observons peu de sensibilité aux paliers de puissance de 12h30 et 14h30 et une chute très lente du signal après l'arrêt rapide de 16h30. L'effet d'accumulation produit un lissage du signal provoquant la perte de la précision temporelle. Nous prouvons ici l'impossibilité d'obtenir une mesure rapide de la puissance avec cet isotope. Il est à noter que cet effet est sous-estimé dans les simulations en raison de notre incapacité à modéliser finement le phénomène d'accumulation qui dépend de l'historique complet du fonctionnement du réacteur sur plusieurs dizaines d'heures.

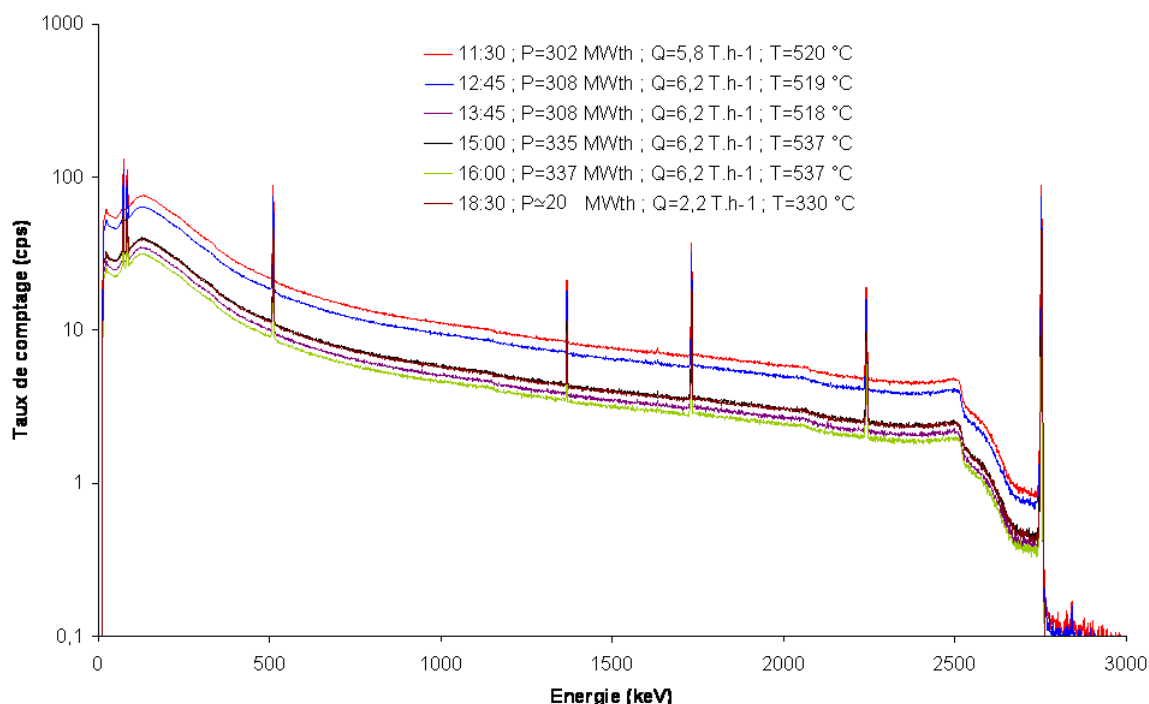


FIGURE 6.9: Spectres gamma obtenus aux différents points de référence.

Le modèle d'activation du ^{20}F prévoit une augmentation du signal au créneau de puissance de 14h30. Cette augmentation n'a pas pu être observée expérimentalement en raison de la faible précision statistique associée à l'estimation du signal. Contrairement à l'activité du sodium 24, le signal du fluor 20 ne présente aucun effet d'accumulation illustré par l'absence de lissage et de la disparition du signal dès l'arrêt du réacteur. La réponse temporelle à un créneau de puissance est théoriquement immédiate et seulement limitée par la précision statistique associée à la mesure de type comptage.

Afin d'étudier plus finement les corrélations entre l'activité des traceurs et la puissance, la figure 6.10 présente le quotient des signaux gamma par rapport à la puissance thermique cœur. Cette grandeur permet l'observation de l'effet de l'accumulation, de la température et de la vitesse du sodium sur l'activité des deux produits d'activation étudiés ici. Le signal du fluor 20 montre une parfaite linéarité avec la puissance dans une marge d'erreur de 14 %. La faible précision statistique du signal du fluor 20 sur l'essai

de Phénix ne nous permet pas d'étudier plus finement les comportements du fluor 20 et les performances réellement atteignables par son utilisation dans un système de suivi de puissance. Un soin particulier doit être apporté au dimensionnement d'éventuels essais futurs pour optimiser la précision statistique de la mesure de ce marqueur. Cependant, la précision statistique du signal du ^{24}Na nous permet d'observer des évolutions de la réponse au niveau de l'augmentation de débit de sodium de 12h30 et l'augmentation de température de 14h30.

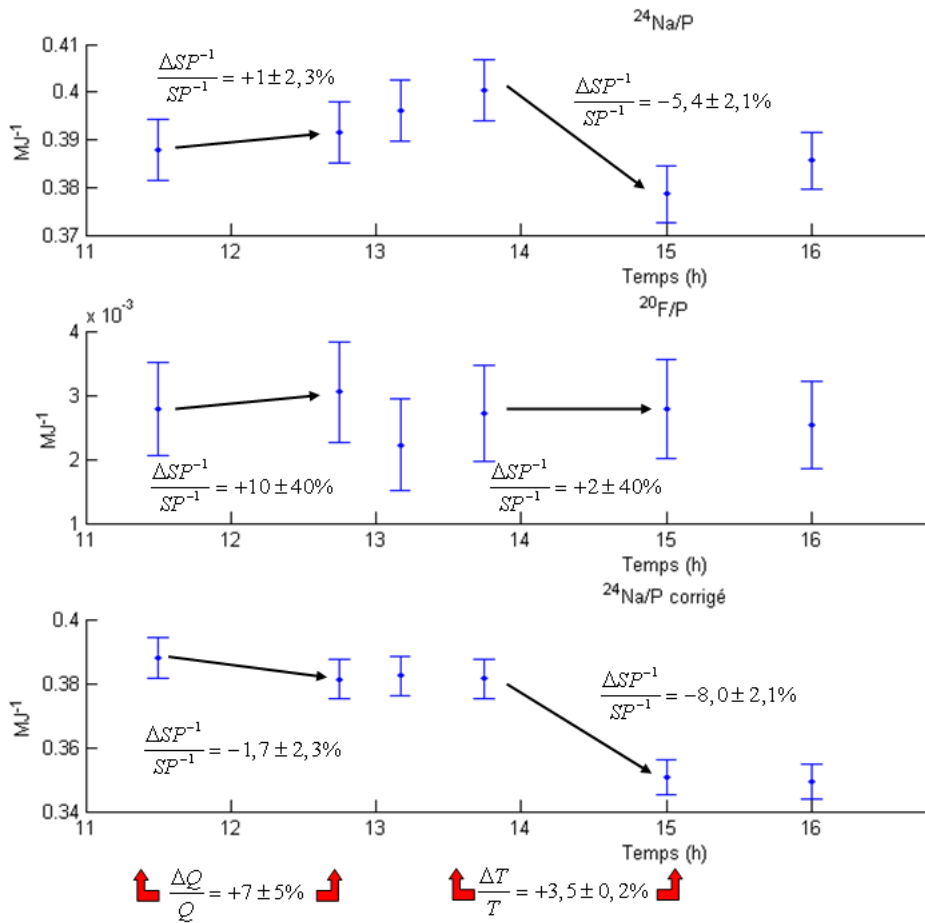


FIGURE 6.10: Rapport des signaux gamma sur la puissance thermique aux différents points de référence.

La figure 6.11 présente les taux d'accumulation estimés par régression linéaire de l'évolution temporelle des signaux du sodium 24 par moyenne glissante sur les phases de stabilité du réacteur. Le troisième graphique de la figure 6.10 montre les valeurs du quotient signal gamma/puissance corrigées du phénomène d'accumulation. Cette représentation va nous permettre d'avoir une vision plus juste des variations de réponse en fonction des changements de débit et de température.

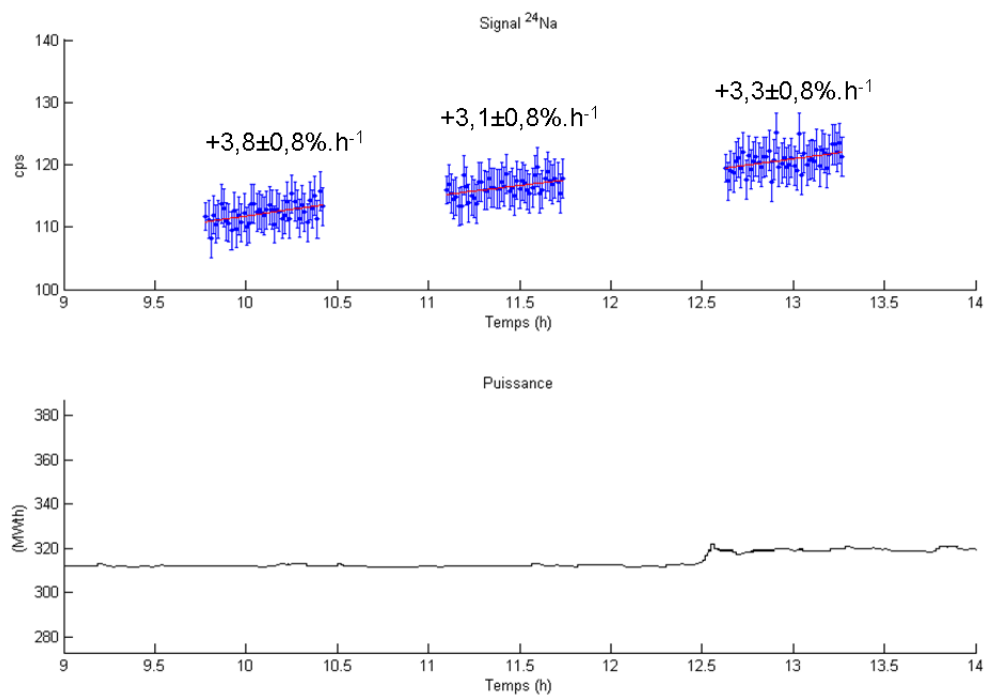


FIGURE 6.11: Estimation par régression linéaire du taux d'accumulation du sodium 24.

6.4 Conclusion

La mesure précise de la puissance thermique cœur et des signaux gamma ainsi réalisée nous permet d'obtenir des informations sur le comportement de l'activation neutronique et de la mesure par spectrométrie du sodium primaire. Dans le chapitre suivant les données ainsi obtenues sont comparées aux données existantes sur les réacteurs à eau sous pression. Une première interprétation en sera alors dégagée afin d'estimer, malgré le caractère préliminaire de la présente étude, les prérequis nécessaires à la mise en œuvre d'un système rapide et précis de la mesure de puissance neutronique pour un réacteur rapide refroidi au sodium. Les besoins en termes de R&D pour une éventuelle poursuite de l'étude seront également examinés.

Chapitre 7

Interprétation des résultats et perspectives

7.1 Introduction

Nous présentons maintenant l'étude de l'impact des paramètres de fonctionnement du réacteur sur la formation des produits d'activation et la mesure des gamma retardés sur un échantillon de circuit primaire. L'objectif est de regrouper les connaissances acquises sur le suivi de puissance par gamma retardés aussi bien à partir du retour d'expérience des réacteurs de type REP que de la présente étude concernant les réacteurs de type RNR-Na. Cette vue d'ensemble nous permettra de dresser et de hiérarchiser les biais induits par l'évolution des paramètres de fonctionnement du réacteur et les erreurs stochastiques associées à la mesure du suivi de puissance par spectrométrie gamma. Sur la base de ces informations, nous proposerons une configuration expérimentale permettant de minimiser ces deux types d'erreurs dans le but d'obtenir un système le plus rapide et le plus précis possible de la mesure de la puissance neutronique. La problématique de la détection de ruptures de gaine par spectrométrie gamma et à faible temps de refroidissement, intrinsèquement liée à la présente étude sur la formation des produits d'activation, sera également abordée.

7.2 Influence des paramètres de fonctionnement du réacteur

Afin de comparer l'influence des différents paramètres de fonctionnement, le concept de sensibilité relative était utilisé dans les études concernant la formation de l'azote 16 au sein du caloporteur eau des REP [Papin 1981b]. La sensibilité est définie par l'équation 7.1 où S est le signal mesuré et v un paramètre du réacteur. Il convient de noter que sa pertinence est toutefois limitée car une linéarité est supposée entre les valeurs S et les paramètres v , ce qui est rarement vérifié sur l'ensemble du domaine des paramètres v . Nous considérons donc une sensibilité globale où v représente l'état de variation maximal du paramètre au sein du réacteur.

$$X = \frac{\Delta S}{S} / \frac{\Delta v}{v} \quad (7.1)$$

Le premier paramètre étudié est la puissance thermique cœur. Dans le cadre de l'étude du suivi de puissance, l'intérêt est de maximiser sa sensibilité par rapport à celles relatives aux autres paramètres du réacteur.

7.2.1 La puissance thermique

La puissance thermique délivrée par le cœur réacteur est composée de la puissance instantanée (*ie.* puissance neutronique) produite instantanément par les fissions et la puissance résiduelle engendrée de manière différée par les produits de fission contenus dans le combustible. Le niveau de puissance résiduelle est donc lié au taux de combustion du combustible. Celui-ci peut atteindre au maximum 6% de la puissance thermique cœur.

Seul le niveau de puissance neutronique est accessible par la mesure spectrométrique des gamma retardés émis par le sodium primaire. Au phénomène de *burn-up* près, le flux neutronique irradiant le sodium est proportionnel à la puissance neutronique. Le cœur réacteur pouvant être vu comme un irradiateur fonctionnant en cycle fermé, l'activité des produits d'activation en régime permanent est donc également proportionnelle à l'amplitude du flux neutronique. Le signal de ces radioéléments peut donc être, comme les mesures neutroniques, calibré par des bilans thermiques eau/vapeur pour fournir une

estimation en continu du niveau de puissance relâchée par le cœur. C'est seulement lors des transitoires de puissance qu'un biais (toujours inférieur à 6 %) peut être observé dans la réponse. Dans le cas des mesures réalisées respectivement lors des campagnes d'essais sur le réacteur EDF Tricastin I et des campagnes plus récentes sur le réacteur EDF Cattenom, les figures 7.1 et 7.2 montrent le biais entre la puissance neutronique, la puissance par ^{16}N et la puissance thermique cœur. Le suivi de puissance par ^{16}N compensé de l'effet de cumul suit précisément la puissance neutronique au phénomène de débit et de température de l'eau près.

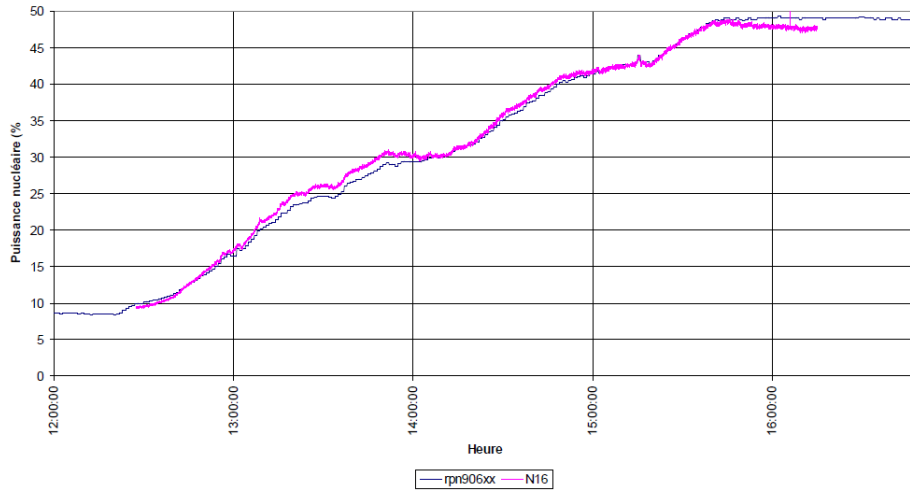


FIGURE 7.1: Puissance neutronique mesurée par l'instrumentation neutronique et par la mesure de l'azote 16 sur le réacteur EDF Cattenom lors d'une montée en puissance (extrait de [Barouch 2006]).

Afin d'avoir accès en continu à la puissance thermique cœur par la mesure des gamma retardés, une méthode de correction de la puissance neutronique peut être envisagée [Papin 1982a]. Le taux de puissance résiduelle est modélisé comme la somme de n systèmes linéaires de groupe de période i fonctions du *burn-up* telle que la réponse impulsionnelle $h_{pr}(t)$ reliant la puissance neutronique à la puissance thermique cœur soit la somme des réponses impulsionnelles de chaque groupe. Le calcul de $h_{pr}(t)$ est présenté dans l'équation 7.2 où A_i sont les gains et $1/B_i$ les constantes de temps de chaque filtre.

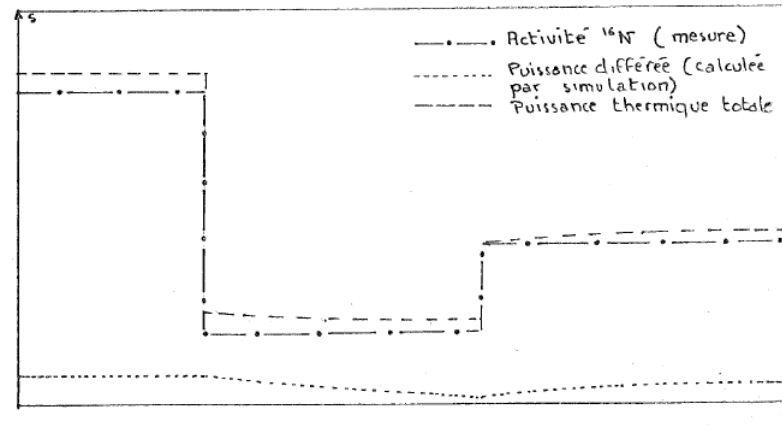


FIGURE 7.2: Puissance thermique résiduelle simulée pour le REP Tricastin I (extrait de [Papin 1981b]).

$$h_{pr}(t) = \sum_{i=1}^n A_i e^{-B_i t} \quad (7.2)$$

Dans le cas d'un RNR sodium, cette méthode est envisageable, à partir de la mesure de la puissance neutronique, pour estimer, en conditions de transitoire de puissance, la valeur précise de la puissance thermique cœur. La méthode nécessite toutefois la connaissance précise des A_i et B_i (estimables via des simulations numériques de la production des produits de fission) et une information sur le taux de combustion (potentiellement accessible par la méthode présentée à la fin de ce chapitre).

7.2.2 L'effet de cumul

Le rebouclage du circuit primaire induit, par l'accumulation des produits d'activation, un lissage de la réponse en puissance. En effet, nous n'avons pas accès de manière absolue à l'état du réacteur à l'instant t . L'amplitude du signal mesuré dépend donc d'un historique plus ou moins long qui est fonction du temps de séjour moyen associé au cycle primaire et de la période de décroissance du produit d'activation considéré.

a Cas des REP

Bien que l'azote 16 présente une période de décroissance faible ($\lambda = 7,13$ s), les REP de puissance sont des réacteurs à boucle qui ont un cycle primaire relativement

rapide ($\tau \approx 10$ s) produisant un effet d'accumulation significatif pour cet isotope. Le taux de cumul évalué par l'équation 3.10 atteint alors 38 %. Les concepteurs du système mis en place à Tricastin I ont alors utilisé une correction de l'effet de cumul présentée dans l'équation 7.3. La mesure à l'instant t est soustraite de la mesure à l'instant $t - \tau$ pondérée par un terme de décroissance exponentielle. Dans le cas du ^{16}N , cette approche permet de compenser complètement l'effet de cumul car $\lambda\tau \approx 1$ (cf. chapitre 3.4).

$$N(t) = N(t, \text{mesuré}) - N(t - \tau)e^{-\lambda\tau} \quad (7.3)$$

b Cas des RNR-Na

Dans un RNR-Na de type intégré, le temps de séjour moyen est plus long. Les estimations des taux de cumul basées sur le temps de séjour moyen du réacteur Phénix montrent que l'accumulation est négligeable pour le ^{20}F (taux estimé à 0,01 % dans le chapitre 3.4). La connaissance de l'état du réacteur à l'instant t peut alors être facilement atteinte par le suivi de cet isotope sans la moindre correction. Le taux de cumul est de l'ordre de 5 % pour le ^{23}Ne , il est aisément corrigeable par la méthode utilisée pour les REP. Le ^{24}Na a, quant à lui, un taux d'accumulation de 665 %, une correction de cumul corrigerait l'accumulation de seulement 1 %. La prise en compte de deux périodes de cycle, soit l'utilisation de trois mesures corrigerait l'accumulation de seulement 2 %. *In fine*, il faudrait utiliser 5000 périodes pour compenser l'effet par la présente méthode. L'utilisation d'autant de mesures ne garantit alors plus aucune précision statistique.

Le temps de séjour moyen étant fonction de l'état thermohydraulique du réacteur, il est important de constater que la compensation introduit un biais systématique d'autant plus élevé que le taux de cumul est important. L'étude [Papin 1981a] montre qu'une correction du cumul dite « correction avale » est alors préférable en termes de précision à une correction de type « amont ». Elle consiste à corriger le signal brut des autres paramètres de fonctionnement (débit et température) avant d'appliquer la correction avec la valeur nominale du temps de transit plutôt que de commencer à corriger le temps de transit de ces mêmes paramètres (une seule correction est ainsi réalisée).

Le ^{20}F , et dans une moindre mesure le ^{23}Ne , sont de ce fait parfaitement adaptés

pour la mise en œuvre d'un système simple, rapide et précis de la puissance neutronique. Nous devons noter qu'il sera important d'étudier la distribution en temps de transit (certainement important dans un réacteur de type intégré) et les comportements du bouclage face aux évolutions du débit et de la température primaire.

7.2.3 Le débit primaire

Une variation du débit primaire a pour effet de changer :

- le temps d'irradiation du fluide caloporteur,
- la constante de temps du cycle primaire,
- le temps de transit jusqu'au point de mesure.

a Cas des REP

En ne prenant en compte que l'effet de variation du temps d'irradiation, la sensibilité calculée est de -80 % pour le modèle REP [Papin 1981b]. La sensibilité du système aux variations de débit primaire est quasiment égale à la sensibilité du système aux variations de puissance. Une mesure fiable de la puissance lors des phases de démarrage et de montée en puissance ne peut donc pas être atteinte sans correction de cet effet.

Les deux autres effets sont liés à la filière, au design du réacteur et du dispositif de mesure. Lors des essais sur la centrale Tricastin I, la sensibilité mesurée était de +15 % en raison d'un effet compensateur induit par la diminution du temps de transit au point de mesure. Ce temps de transit étant fonction du débit primaire, l'emplacement de la chaîne de mesure sur une branche chaude du circuit primaire peut être ajusté de manière à compenser complètement l'effet du débit. Une étude EDF propose une méthode pour déterminer l'emplacement optimal du point de mesure sur un REP [Bouffier 1980]. L'activité A d'un produit d'activation peut être considérée comme proportionnelle au produit d'un terme d'irradiation avec un terme de décroissance :

$$A \propto \left(1 - e^{-\lambda h/v}\right) e^{-\lambda \frac{l}{v\Sigma}} \quad (7.4)$$

où h est la hauteur fissile, v est la vitesse du fluide caloporteur, l est la distance du point de mesure à la sortie de la zone fissile et Σ est le rapport des sections

d'écoulement. La distance l compensatrice de l'effet du débit du fluide primaire est alors déterminée en recherchant les solutions de l'équation $\frac{\partial A}{\partial v} = 0$.

b Cas des RNR-Na

Les calculs en géométrie Phénix montre une sensibilité de -35 % pour l'effet de variation du temps d'irradiation sur la plage de débit du réacteur. Les deux premiers points de mesure de la figure 6.10, nous permettent d'étudier l'impact du débit primaire sur l'activité du sodium 24 à température et puissance constantes (l'impact sur l'activité du fluor 20 ne peut pas être étudié pour des raisons d'ordre statistique). La sensibilité mesurée est de 14 ± 11 %, l'effet d'accumulation semble alors surcompenser l'effet correspondant à l'augmentation du débit. En accord avec la prédiction, les points corrigés de l'effet d'accumulation (voir figure 6.10) montrent une sensibilité égale à -24 ± 33 %. Par analogie avec la méthode corrective utilisée sur les REP, une méthode de compensation par un choix judicieux de la distance entre la sortie des assemblages et l'entrée de la canalisation de prélèvement peut être utilisée pour les RNR-Na. La mise en œuvre d'une correction de débit est toutefois délicate à réaliser en raison de l'écoulement hétérogène du sodium dans le collecteur chaud et de l'étalement de la distribution en temps de séjour dans celui-ci (voir chapitre 5.2). Il est alors conservatoire de réaliser le prélèvement au plus près de la sortie de cœur sans chercher à compenser l'effet de débit de sodium, qui est potentiellement corrigeable par une autre méthode.

La mesure simultanée du ^{20}F et du ^{23}Ne est susceptible de limiter l'influence de la vitesse du sodium par l'approche présentée dans [Lennox 1985] pour la détection des bouchages. Le terme d'irradiation $(1 - e^{\lambda T_{irr}})$ de la formule d'activation varie différemment suivant les deux isotopes. Le rapport S_{20F}/S_{23Ne} donne une indication sur la vitesse du sodium primaire dans les assemblages (voir figure 7.3). Cet aspect est abordé plus en détail dans le chapitre 7.4.2.

7.2.4 La température

Une variation de la température du fluide caloporteur produit les effets suivants :

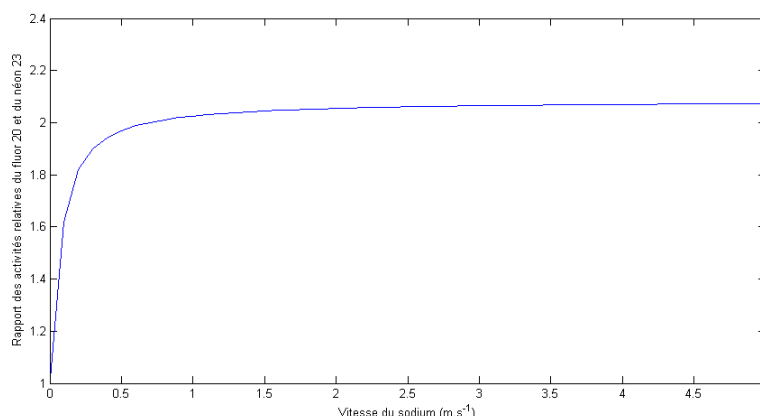


FIGURE 7.3: Evolution du rapport d'activité relative en fonction de la vitesse du sodium.

- Une diminution de la densité atomique du fluide irradié,
- Un changement de la distribution en énergie du flux neutronique,
- Une réduction des temps de transit,
- Une diminution de la densité atomique de l'échantillon de mesure.

a Cas des REP

Lors d'une augmentation de température, la section efficace macroscopique de la capture $^{16}\text{O}(\text{n},\text{p})$ est réduite proportionnellement à la diminution de la densité de l'eau mais le durcissement du spectre neutronique compense en grande partie l'effet de densité dont la sensibilité est égale à -110 % [Papin 1981b]. En prenant en compte le phénomène de durcissement du spectre, la sensibilité aux augmentations de température est réduite à -65 %. L'impact de la température sur les temps de transit est plus léger, sa prise en compte réduit la sensibilité à -54 %. Le quatrième effet (densité au point de mesure) agit principalement sur le phénomène d'auto-absorption des photons dans le volume de fluide mesuré. Les simulations basées sur le code de calcul Mercure ont montré que la sensibilité était finalement réduite à -35 % dans la configuration de la mesure à Tricastin I [Papin 1980].

La mesure de l'azote 16 est donc très sensible aux variations de température de l'eau primaire. La température constitue donc la principale limitation de la justesse de

la mesure de puissance par azote 16 à puissance faible et intermédiaire. Une correction du signal par les mesures de température est donc indispensable, comme dans le cadre des mesures neutroniques conventionnelles.

b Cas des RNR-Na

Les essais menés sur Phénix montrent une diminution significative du signal du sodium 24 lors de la montée en température de 15h00 (cf. figure 6.10) : $-5,4 \pm 2,2\%$ dans le cas non-compensé et $-8,0 \pm 2,2\%$ dans le cas compensé (soit $X = -227 \pm 60\%$). Comme pour les REP, cette diminution est liée aux deux premiers phénomènes, la réduction des temps de transit et l'auto-absorption étant négligeables en raison de la mesure par prélèvement. Le premier est la diminution de la densité atomique du sodium dans le cœur qui produit une réduction de la concentration en noyaux cibles (dans une proportion largement moindre que dans le cas de l'eau primaire¹). Le second est le durcissement du spectre en énergie des neutrons qui induit une diminution de la section efficace microscopique de la réaction de capture radiative (élevée pour les neutrons thermiques) sans influencer sur les sections efficaces de capture à seuil (>1 MeV). Le modèle ne prend pas en compte ce deuxième phénomène. Il prévoit une diminution d'activité du sodium 24 mesurée de seulement $-0,5 \%$ (effet de densité). Il est donc probable, par analogie avec le comportement observé sur la production de l'azote 16, que l'impact mesuré de $-8,0 \pm 2,2\%$ soit principalement lié aux évolutions du spectre neutronique². Le phénomène ainsi constaté pour le ^{24}Na est inexistant dans le cas de la production du ^{20}F et du ^{23}Ne . Les neutrons entrant en jeu dans les réactions $^{23}\text{Na}(n,\alpha)$ et $^{23}\text{Na}(n,p)$ ont une énergie supérieure à 1 MeV. Les spectres d'émission des neutrons étant similaires au spectre neutronique irradiant le sodium au delà de cette énergie, nous pouvons en déduire qu'ils ne subissent pas de diffusions, la température ne modifie donc pas le spectre dans cette plage d'énergie. La sensibilité de la mesure ne dépend que des changements de masse volumique soit $X=-2,8 \%$, le suivi de puissance par ^{23}Ne et ^{20}F est donc peu biaisé par l'évolution de la température du caloporteur.

¹Particularité des liaisons hydrogènes.

²Dans la configuration REP, la section efficace $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$ est rapide alors que le flux est distribué sur les trois domaines énergétiques. Dans la configuration RNR-Na, la section efficace $^{23}\text{Na}(n,\gamma)^{24}\text{Na}$ est thermique alors que le flux est rapide.

7.2.5 L'irradiation du combustible

Nous venons de voir que le spectre neutronique est une donnée prépondérante dans la formation des produits d'activation. Cette distribution en énergie subit également des modifications en fonction de la composition isotopique du combustible. En effet, l'augmentation du taux de plutonium 239, par rapport à l'uranium 235, produit un accroissement du nombre de neutrons produits par fission et un durcissement du spectre neutronique.

a Cas des REP

Les premières études réalisées dans [Papin 1981b] montraient déjà une forte dépendance de la réponse en fonction du taux de combustion. L'augmentation du signal de l'azote 16 était évaluée à $1,5 \cdot 10^{-5} \text{ MWJ}^{-1} \cdot \text{T}$ (soit une augmentation du signal de +21 % lors du premier cycle de chargement d'un REP). Les simulations APOLLO2 effectuées dans [Lokov 2007] ont permis de confirmer ces résultats avec un taux estimé à $1,28 \cdot 10^{-5} \text{ MWJ}^{-1} \cdot \text{T}$.

La mesure de l'azote 16 est donc très sensible à l'évolution du taux de combustion et il n'existe pas de méthode corrective des biais induits. Le *burn-up* constitue donc la principale limitation de la justesse de la mesure de puissance par azote 16 en condition nominale de fonctionnement. Comme dans le cadre des mesures neutroniques conventionnelles, les recalages à la puissance thermique doivent être espacés au minimum.

b Cas des RNR-Na

En l'état actuel de l'étude, tous les résultats issus des mesures sur Phénix n'ont pas encore été étudiés. Les acquisitions du 18 juin 2009, réalisées sur une grande plage de fonctionnement à puissance nominale, apportent des informations sur le comportement du ^{24}Na en fonction du taux de combustion. La statistique trop faible associée aux mesures du ^{20}F (comportement très différent du ^{24}Na) ne nous permet toutefois pas son analyse.

Des essais complémentaires dans une configuration optimisée pour la mesure

du ^{20}F et du ^{23}Ne sont nécessaires pour étudier l'impact des modifications de la composition isotopique du combustible sur la production de ces marqueurs de la puissance neutronique. Comme nous le verrons dans la suite du document, la mesure simultanée des deux marqueurs peut être une piste exploitable en vue de corriger les biais induits par le *burn-up* (voir chapitre 7.4.3).

7.2.6 Répartition radiale et axiale

Nous présentons maintenant, l'étude de l'influence des profils axiaux et radiaux sur la production des produits d'activation. Il est à noter que l'impact va dépendre essentiellement du type de mesure (prélèvement sur réacteur intégré ou mesure en branche chaude de réacteur à boucle).

a Cas des REP (mesure sur branche chaude)

Dans un REP de puissance, la mesure est réalisée sur une branche chaude. Elle est fonction de la production des radioéléments dans l'ensemble du cœur. L'impact des déséquilibres axiaux, ainsi que l'impact des déséquilibres de la distribution radiale sur la production d'azote 16, ont été étudiés [Papin 1981b, Papin 1985]. Ces études montrent que l'influence des déséquilibres axiaux est très faible. En modélisant la répartition axiale suivant une fonction cosinus, la sensibilité évaluée de l'activité à la dissymétrie axiale « *axial offset* » est de 1,7 %. L'équation 7.5 présente le concept de l'*axial offset* (*a.o*) où P_T est la puissance produite dans la partie supérieure du cœur et P_B est la puissance relâchée dans la partie inférieure du cœur.

$$a.o = \frac{P_T - P_B}{P_T + P_B} \quad (7.5)$$

Au niveau du cœur, la dissymétrie radiale sur la mesure dépend de la vitesse du fluide caloporteur dans les boucles primaires et des dissymétries de la carte de puissance en situation accidentelle. En considérant ces deux phénomènes, les calculs montrent que l'activité globale en un point donné du circuit caloporteur ne subit pas de changements significatifs.

Au niveau du point de mesure, la distribution de température sur une section de branche chaude n'est pas homogène (environ 5 %) (voir figure 7.4). L'impact de cette hétérogénéité sur la mesure peut être supprimée par la mise en œuvre d'une mesure de type tomographique (couronne de détecteurs) telle que celle développée par G. Barouch [Barouch 2006].

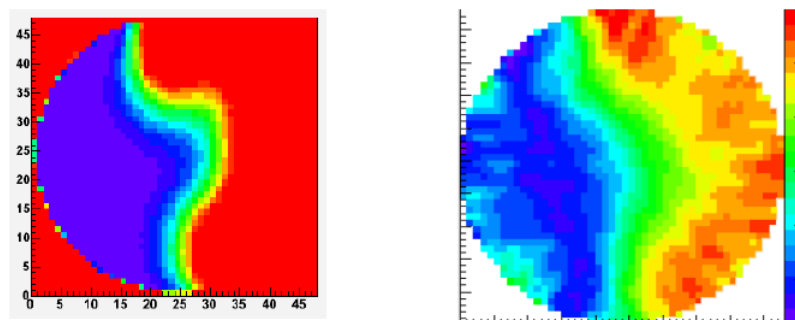


FIGURE 7.4: Reconstruction tomographique de la concentration en ^{16}N par simulation thermohydraulique (à gauche) et par mesure tomographique (à droite) (extrait de [Barouch 2006]).

b Cas des RNR-Na intégrés (prélèvement)

Dans le cas d'un prélèvement, l'inconvénient majeur est que nous n'avons pas accès à la valeur intégrale de l'activité gamma retardée de l'ensemble du cœur. Dans l'objectif de disposer d'une bonne représentativité de la puissance, indépendamment des phénomènes de dissymétrie radiale, le prélèvement doit être multiple ou réalisé à l'intersection de plusieurs assemblages fissiles (En effet, ils représentent environ 90 % de la puissance totale relâchée). Lors d'un cycle de fonctionnement, les variations liées à l'enrichissement des couvertures radiales et axiales peuvent produire des biais systématiques potentiellement significatifs. Il convient donc d'envisager de nouvelles campagnes complémentaires de simulation et de mesure pour évaluer l'impact des déséquilibres des profils de puissance sur la mesure des gamma retardés et évaluer la nécessité de la mise en œuvre d'un prélèvement multiple (également utile en regard de la problématique de détection des ruptures de gaine).

Au niveau du point de mesure, la méthode par prélèvement assure, sous réserve que l'écoulement piston soit garanti, la possibilité de mesurer sans biais d'hétérogénéité, l'échantillon de sodium primaire avec un seul détecteur (contrairement à la mesure sur la branche chaude).

7.3 Mesurabilité et erreurs stochastiques

7.3.1 Cas de la mesure de l'azote 16 sur REP

L'énergie des photons émis par l' ^{16}N (6,13 MeV et 7,12 MeV) autorise l'utilisation de détecteurs de résolution moyenne présentant un bon rendement de détection pour les gamma de haute énergie. Les détecteurs de type scintillateurs inorganiques sont alors adaptés. La figure 7.5 présente un spectre d'eau primaire mesuré (détecteur LYSO) sur une branche chaude du réacteur Cattenom. Le rapport du signal sur le bruit à ce niveau d'énergie et la possibilité d'atteindre des hauts taux de comptage autorisent le suivi de l'activité de l'azote 16 sur une grande dynamique de puissance. Une mesure utilisant une diode HPGe couplée au système ADONIS serait toutefois plus performante en termes de précision statistique (une mesure de ce type est actuellement envisagée pour le réacteur EDF de Cattenom).

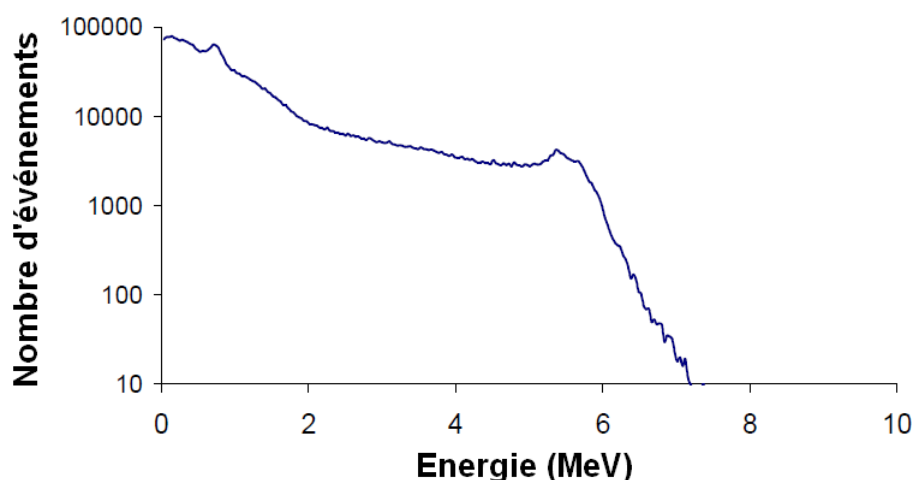


FIGURE 7.5: Spectre gamma de l'azote 16 mesuré sur le réacteur EDF Cattenom (extrait de [Barouch 2006]).

7.3.2 Cas des RNR-Na

La mesure de la puissance d'un RNR-Na intégré est réalisée à partir d'un prélèvement en cuve (collecteur chaud). L'écoulement de type « piston » au sein de la tuyau-

terie et le fait que l'échantillon de mesure soit ponctuel autorisent l'utilisation d'un seul détecteur sans induire d'erreurs liées aux profils de température. Toutefois l'utilisation du sodium 24 comme marqueur de la puissance s'avère impossible, même en mettant en œuvre une méthode de correction de l'effet de cumul. Le signal du sodium 24 constitue alors un bruit pour le suivi de la puissance et la mesure de marqueurs exploitables tels que le ^{20}F et le ^{23}Ne . Contrairement aux REP, une spectrométrie fine est indispensable pour la filière RNR-Na et justifie l'utilisation d'une diode germanium hyper-pur. Les essais sur le réacteur Phénix ont montré la faisabilité de la mesure du ^{20}F sur un échantillon de sodium. Les essais ont également mis en évidence la nécessité d'optimiser la précision statistique de la mesure (et donc le temps de réponse du système) par une meilleure gestion des temps de transit du sodium et par un traitement du signal avancé offrant une grande stabilité métrologique à hauts taux de comptage (*cf.* ADONIS).

Afin d'évaluer les performances statistiques potentiellement atteignables par un tel système, une configuration optimisée est considérée. Par rapport à la configuration de l'essai sur Phénix, le temps de transit est réduit de 30 s à 5 s, les écrans plombés sont supprimés (17 cm à 0 cm) et le taux de comptage incident est fixé à l'optimum du taux d'entrée pour le traitement du système ADONIS (passage de 40 kcps à 600 kcps). Les spectres sont simulés par la méthode présentée dans les chapitres 3 et 5. Les simulations ainsi réalisées ne prennent pas en compte le signal diffusé. Afin d'atteindre un ordre de grandeur cohérent des performances statistiques, un signal diffusé est ajouté. Ce bruit additif est estimé sur la base des mesures effectuées sur Phénix. Un ajustement de ce signal a été obtenu à partir des rendements intrinsèques simulés de la diode HPGe, en considérant une forme exponentielle du flux diffusé. Il est important de noter que la mesure était réalisée dans une ambiance gamma élevée, le signal diffusé est donc surestimé par rapport à un poste de mesure conçu en amont de la conception du réacteur. Dans la pratique, le signal diffusé dépend largement des conditions expérimentales et du design du blindage utilisé.

La figure 7.6 présente le spectre estimé dans ces conditions optimisées. Nous remarquons que la réduction du temps de transit augmente largement la proportion du signal du ^{20}F et du ^{23}Ne par rapport au ^{24}Na au point de rendre leur contribution au

signal prépondérante. Nous remarquons également que la suppression des écrans plombés nous autorise la mesure de photons de basse énergie et notamment les photons à 440 keV du ^{23}Ne . Nous pouvons donc, dans un seul et même système, mesurer l'activité du ^{20}F et du ^{23}Ne avec un taux de comptage respectif estimé de 4500 cps pour le fluor 20 et de 2700 cps pour le néon 23. La méthode proposée pour la correction du débit [Lennox 1985] et la méthode de correction de l'effet de combustion (voir chapitre 7.4.3) sont donc potentiellement accessibles.

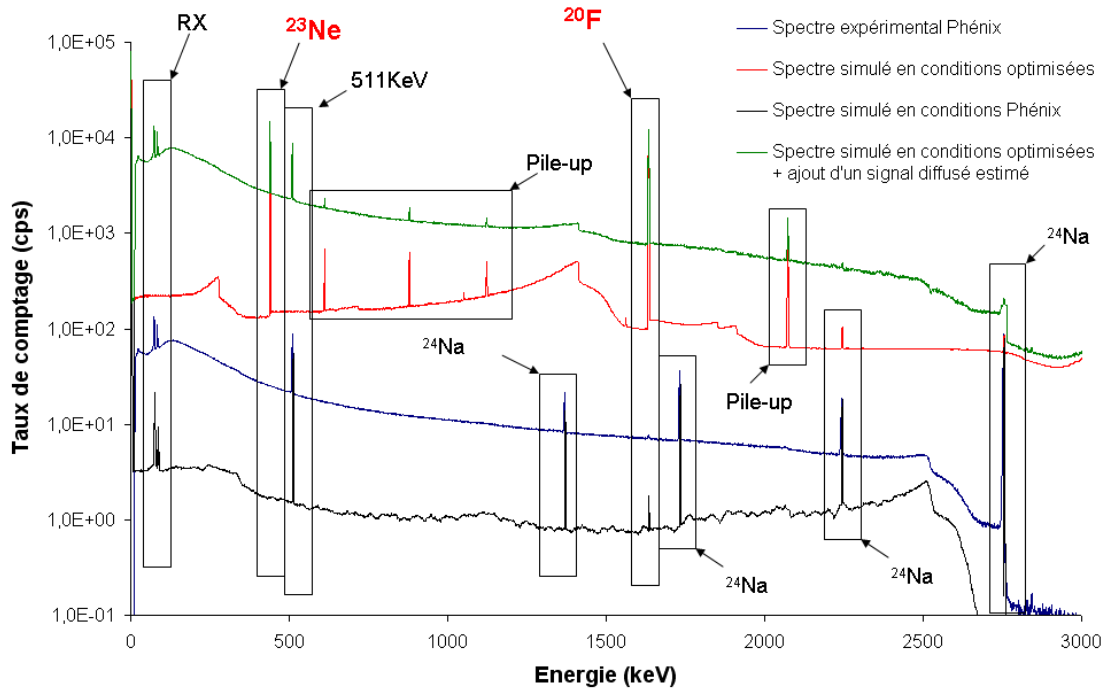


FIGURE 7.6: Estimation de la réponse de spectrométrie gamma en conditions optimisées.

À partir des spectres simulés, les dynamiques de mesure ainsi que les erreurs stochastiques sont calculées en fonction du temps d'intégration pour la mesure du ^{20}F et du ^{23}Ne (voir les équations 2.1 et les figures 7.7 et 7.8). Ces calculs montrent qu'une précision statistique élevée est atteignable pour la mesure des deux radionuclides avec un temps d'intégration de l'ordre de la seconde. Ainsi, pour une seconde d'intégration, l'erreur stochastique estimée est de l'ordre de 3 %. Un système de suivi de puissance rapide et précis est donc facilement réalisable du point de vue statistique grâce aux per-

formances à haut taux de comptage du système ADONIS. Celui-ci est toutefois limité à deux ou trois décades de fonctionnement en raison de l'amplitude du fond diffusé. Il peut s'avérer difficile d'utiliser la présente méthode pour le pilotage du réacteur lors de la phase de démarrage. Il reste néanmoins un outil performant pour le suivi de la puissance à niveau intermédiaire et en conditions nominales, offrant ainsi une réponse rapide, une précision statistique élevée et la possibilité de mesurer avec un unique système de spectrométrie, l'activité de deux marqueurs de la puissance.

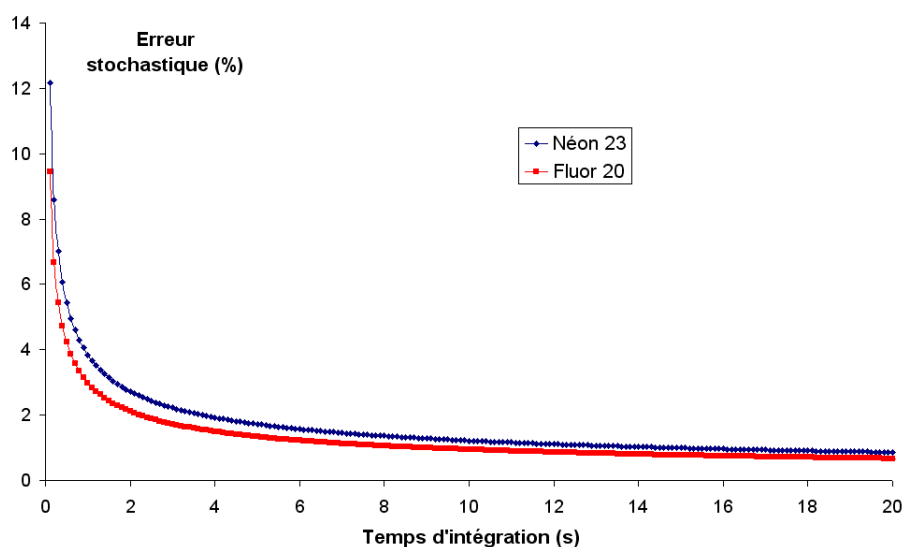


FIGURE 7.7: Précisions statistiques atteignables en conditions optimisées en fonction du temps d'intégration de la mesure.

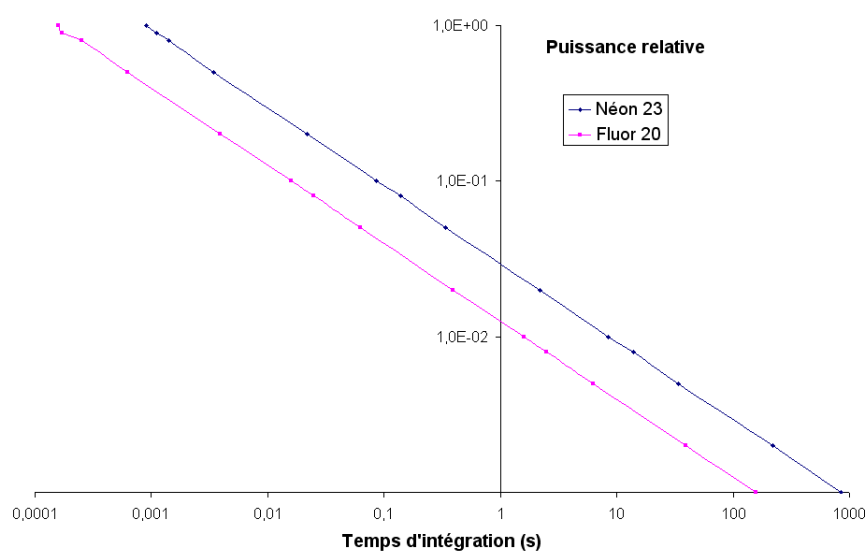


FIGURE 7.8: Dynamique de fonctionnement mesurable en conditions optimisées en fonction du temps d'intégration de la mesure (estimation enveloppe basée sur les conditions de bruit de fond de l'essai sur Phénix).

7.4 Bilan et perspectives

7.4.1 Bilan

Les tableaux 7.1 et 7.2 réalisent une synthèse des caractéristiques des différentes méthodes de suivi de la puissance des réacteurs (filiales REP et RNR-Na) dans le cadre du suivi à puissance intermédiaire et nominale.

a Phase de montée en puissance

Dans cette phase de fonctionnement la température et le débit du sodium primaire évoluent. Les signaux enregistrés par les chambres neutroniques sont notamment corrigés en ligne par la mesure de température du sodium. Dans le cadre de la mesure de puissance par ^{20}F et ^{23}Ne , la température influe faiblement sur la mesure (biais de 3 % pour un passage de 400 à 500 °C) et l'influence du débit peut être limitée par l'utilisation du ratio des deux signaux [Lennox 1985]. Cette méthode est donc susceptible d'offrir une estimation de la puissance sans correction par des mesures de température et avec la possibilité d'améliorer la représentativité axiale et radiale³ de la mesure de puissance. La dynamique de mesure est limitée par des considérations statistiques liées à la mesure de spectrométrie gamma à environ deux ou trois décades de fonctionnement (fonction de l'amplitude du bruit de fond ambiant).

b Phase de fonctionnement nominal

Les perspectives d'un tel système sont prometteuses à haut niveau de puissance (tableau 7.2). C'est dans cette configuration que la diversification des chaînes des mesures de puissance est intéressante pour l'exploitant qui cherche à connaître en permanence le niveau de puissance dégagé par le cœur réacteur avec un maximum de précision possible. Les mesures des chambres neutroniques ou par suivi de l'azote 16 nécessitent un recalibrage périodique par bilans enthalpiques pour compenser les dérives induites par le phénomène de combustion. Au stade de cette étude, nous ne connaissons pas empiriquement l'influence du taux de combustion sur la production du ^{20}F et du ^{23}Ne par

³Le phénomène d'enrichissement est négligé dans cette phase de fonctionnement.

le flux neutronique rapide. Toutefois, la mesure par prélèvement peut induire un biais lié à l'enrichissement des couvertures axiales et radiales qui doit être quantifié dans la poursuite de l'étude pour évaluer la nécessité de multiplier les points de prélèvement. Nous insistons sur le fait qu'un haut niveau de précision statistique est atteignable par la mesure de spectrométrie gamma ADONIS permettant la mise en œuvre d'une métrologie rapide et précise de la puissance (≈ 3 % d'erreur stochastique pour 1 s d'intégration).

TABLE 7.1: Caractéristiques des chaînes de suivi de puissance des réacteurs REP et RNR-Na à puissance intermédiaire. Le *burn-up* est un paramètre fixe, la température et le débit du sodium primaire sont des paramètres variables.

	REP à boucle		RNR-Na intégré			
mesure	neutronique	^{16}N	neutronique	^{24}Na	^{20}F	^{23}Ne
technologie	gaz	scintillateur	gaz	semi-conducteur		
	chambre ^5U chambre ^{10}B	inorganique mesure tomographique	chambre ^5U chambre ^{10}B	HPGe mesure spectrométrique		
P résiduelle	biais lors des transitoires					
Cumul	recalibrage périodique au bilan thermique ou méthodes correctives : [Papin 1982a]					
	indépendant	corrigeable	indépendant	non-corrigeable	négligeable	corrigeable
Débit	méthode corrective [Papin 1981a]					
	indépendant	corrigeable	indépendant	non-corrigeable	corrigeable	
Température sodium		[Bouffier 1980]			[Lennox 1985]	
	impact significatif	impact significatif	impact significatif	impact significatif	impact faible	
Représentativité axiale	corrections par la mesure en ligne de la température					
	bonne	impact négligeable	mauvaise chambre in-core [Vuillemin 1991]	bonne		
Représentativité radiale	bonne	bonne si tomographie [Barouch 2008]	bonne	bonne		
	complète	complète	complète	complète	limitée	

TABLE 7.2: Caractéristiques des chaînes de suivi de puissance des réacteurs REP et RNR-Na en condition de puissance nominale. La température et le débit du sodium primaire sont des paramètres fixes, le *burn-up* est un paramètre variable.

	REP à boucle			RNR-Na intégré			
mesure	neutronique	^{16}N	neutronique	^{24}Na	^{20}F	^{23}Ne	
technologie	gaz	scintillateur inorganique	gaz	semi-conducteur HPGe			
	chambre ^5U chambre ^{10}B	mesure tomographique	chambre ^5U chambre ^{10}B	mesure spectrométrique			
P résiduelle	biais fonctions du taux de combustion						
Cumul	recalibrage périodique par bilan thermique ou méthodes correctives [Papin 1982a]						
	indépendant	corrigeable	indépendant	non-corrigeable	négligeable	corrigeable	
	méthode corrective : [Papin 1981a]						
<i>Burn-up</i> combustible	impact significatif	impact significatif	impact significatif	impact inconnu	impact inconnu limitable $^{20}\text{F}/^{23}\text{Ne}$		
	recalibrage par bilan thermique						
Représentativité axiale	bonne	impact négligeable	mauvaise chambre <i>in-core</i> [Vuillemin 1991])	inconnue effet des couvertures fertiles ? prélèvement multiple ?			
Représentativité radiale	bonne	bonne si tomographie [Barouch 2008]	bonne	inconnue effet des couvertures fertiles ? prélèvement multiple ?			
Précision statistique	bonne			bonne spectrométrie ADONIS			

7.4.2 Remarque sur l'influence de l'évolution du débit primaire

Sur la base des taux de comptage du fluor 20 et du néon 23 estimés en conditions optimisées, le temps de réponse nécessaire à la détection d'un changement de débit en utilisant le rapport des deux signaux est évalué par l'équation 7.6. La figure 7.9 montre que, malgré les hauts taux de comptage, un temps de réponse de plusieurs heures est nécessaire pour détecter un biais induit par une variation du débit primaire. Malgré une cinétique lente, la présente méthode de recalage automatique est capable de limiter en temps réel des biais provoqués par les changements de débit primaire.

$$t(\Delta Q) = \frac{1}{\Delta \left(\frac{S_{20F}}{S_{23Ne}} \right)_{\Delta Q}^2} \left(\frac{S_{20F}}{S_{23Ne}} \right)^2 \left(\frac{1}{S_{23Ne}} + \frac{1}{S_{20F}} \right) \quad (7.6)$$

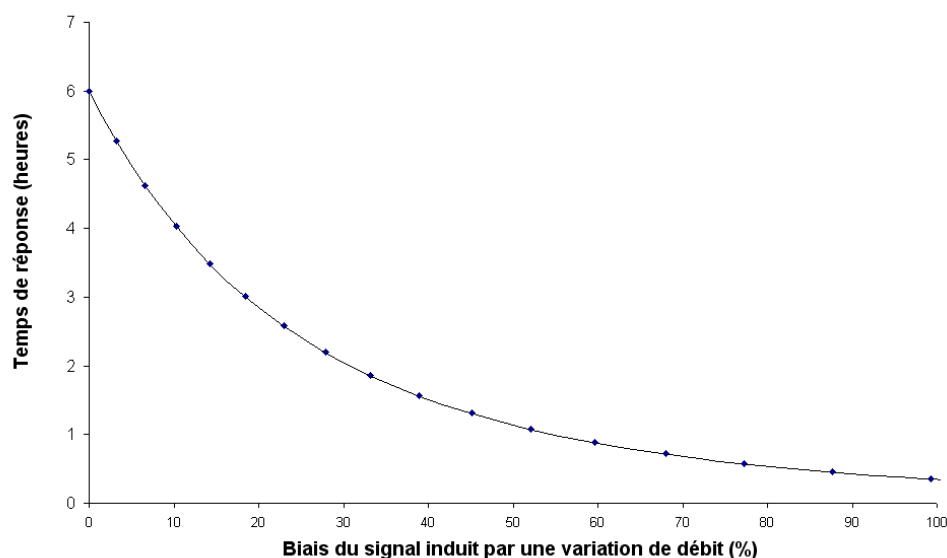


FIGURE 7.9: Estimation des temps de réponse nécessaires pour détecter un biais de réponse induit par une évolution du débit primaire.

7.4.3 Remarque sur l'influence de l'évolution isotopique du combustible

Aux conditions nominales de fonctionnement, la réponse des chaînes de suivi de puissance dérive en fonction du taux de combustion (et/ou de surgénération). Le taux de réaction utilisé pour quantifier le niveau du flux neutronique aussi bien pour les chambres à fission, pour les chambres à dépôt de bore ou par mesure de l'azote 16 évolue par rapport au taux de fission. De même, nous cherchons à déterminer l'influence de l'évolution de la concentration en plutonium 239 sur la production du fluor 20 et du néon 23. Afin de réaliser une première estimation de cet impact, nous considérons au premier ordre que le spectre de Watt modélise le spectre des neutrons rapides irradiant le caloporteur sodium. Les distributions en énergie des taux de réaction sont présentées dans la figure 7.10, les valeurs intégrées des taux de réaction ($^{10}\text{B}(n,\alpha)$, $^{23}\text{Na}(n,p)$ et $^{23}\text{Na}(n,\alpha)$) sont reportées dans le tableau 7.3. Nous observons une évolution significative des taux de réaction suivant que le sodium est irradié par du plutonium 239 ou par de l'uranium 235 (environ 0,35 % pour une variation d'1 % du rapport des concentrations $^{235}\text{U}/^{239}\text{Pu}$). Comme pour les autres mesures de puissance, la présente méthode de suivi de puissance doit donc être recalibrée fréquemment par les bilans thermiques en regard du biais induit par le *burn-up*.

TABLE 7.3: Estimation de l'évolution des taux de réaction en fonction de l'enrichissement en ^{239}Pu .

	$\sigma_{10B}\phi$ (s^{-1})	$\sigma_{20F}\phi$ (s^{-1})	$\sigma_{23Ne}\phi$ (s^{-1})	$\frac{\sigma_{20F}\phi}{\sigma_{23Ne}\phi}$
0 % ^{239}Pu	10,58	$1,14 \cdot 10^{-2}$	$3,03 \cdot 10^{-2}$	$3,77 \cdot 10^{-1}$
0 % ^{235}U	11,66	$1,62 \cdot 10^{-2}$	$4,058 \cdot 10^{-2}$	$3,97 \cdot 10^{-1}$
17 % ^{239}Pu 83 % ^{235}U	10,77	$1,23 \cdot 10^{-2}$	$3,21 \cdot 10^{-2}$	$3,38 \cdot 10^{-1}$
Ecart pour 1% de variation du rapport $^{235}\text{U}/^{239}\text{Pu}$	0,10 %	0,39 %	0,32 %	0,067 %

Toutefois, nous remarquons dans le tableau 7.3 que le rapport entre la production de fluor 20 et la production de néon 23, indépendant du niveau de puissance, peut être utilisé comme indicateur de l'enrichissement du combustible en exploitant l'effet de

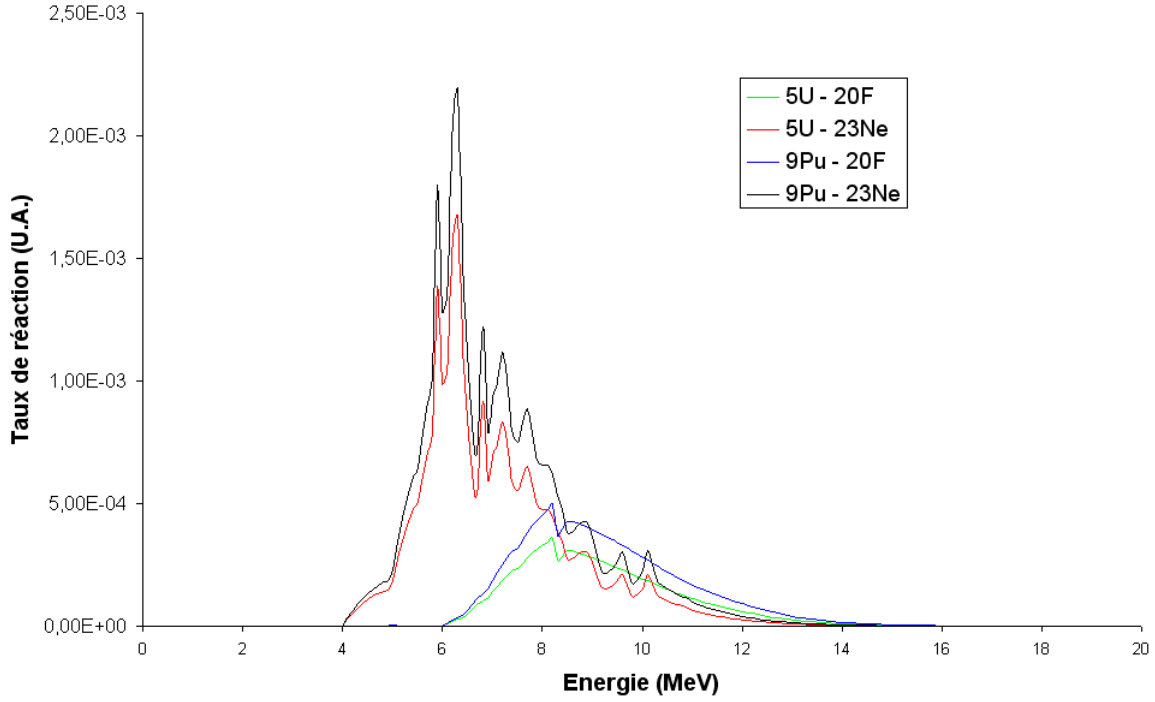


FIGURE 7.10: Distribution énergétique des taux de réaction $^{23}\text{Na}(n,p)^{23}\text{Ne}$ et $^{23}\text{Na}(n,\alpha)^{20}\text{F}$.

durcissement spectral induit (malgré une faible sensibilité $6,7 \cdot 10^{-4}$ pour une variation d'1 % du rapport des concentrations U/Pu). Une méthode corrective de l'effet d'enrichissement est envisageable pour la filière RNR-Na par la mesure simultanée du fluor 20 et du néon 23 (voir annexe E). L'équation 7.7 présente alors l'évolution de ce rapport en fonction du taux de plutonium 239 %Pu par rapport à la matière fissile totale contenue dans le combustible (exprimé en %).

$$\frac{S_{20F}}{S_{23Ne}} \approx \frac{\sigma_{20F}\phi}{\sigma_{23Ne}\phi} \approx 6,7 \cdot 10^{-4} \%Pu + 0.338 \quad (7.7)$$

Connaissant les taux de comptage caractéristiques des marqueurs mesurables en conditions optimisées, nous pouvons estimer un ordre de grandeur des temps de réponse t nécessaires à la quantification d'une variation du rapport U/Pu (voir équation 7.8). Ainsi, nous estimons à huit heures, le temps d'intégration du signal de spectrométrie nécessaire à la détection d'une variation de type échelon de 1 % de la concentration en plutonium. Cette vitesse de détection doit être comparée à la vitesse d'évolution des

concentrations en matière fissile pour déterminer la vitesse de recalibration du système. Il est à noter que le faible niveau de sensibilité doit être également comparé à la fluctuation de paramètres parasitant cette mesure comme la vitesse du sodium dans les tuyauteries de prélèvement. Une étude plus approfondie est nécessaire pour déterminer finement les vitesses d'évolution du rapport de production $\frac{S_{20F}}{S_{23Ne}}$ par rapport à la vitesse d'évolution du rapport des concentrations des noyaux fissiles dans le cœur réacteur. Notons également que si l'*a priori* sur le taux de combustion ainsi obtenu est suffisamment significatif, le niveau de puissance résiduelle peut également être estimé pour permettre directement la mesure en ligne de la puissance thermique cœur [Papin 1982a].

$$t(\%Pu) = 1,941.10^{-9} \left(\frac{S_{20F}}{S_{23Ne}^2} + \frac{S_{20F}^2}{S_{23Ne}^3} \right) / \Delta^2 \%Pu \quad (7.8)$$

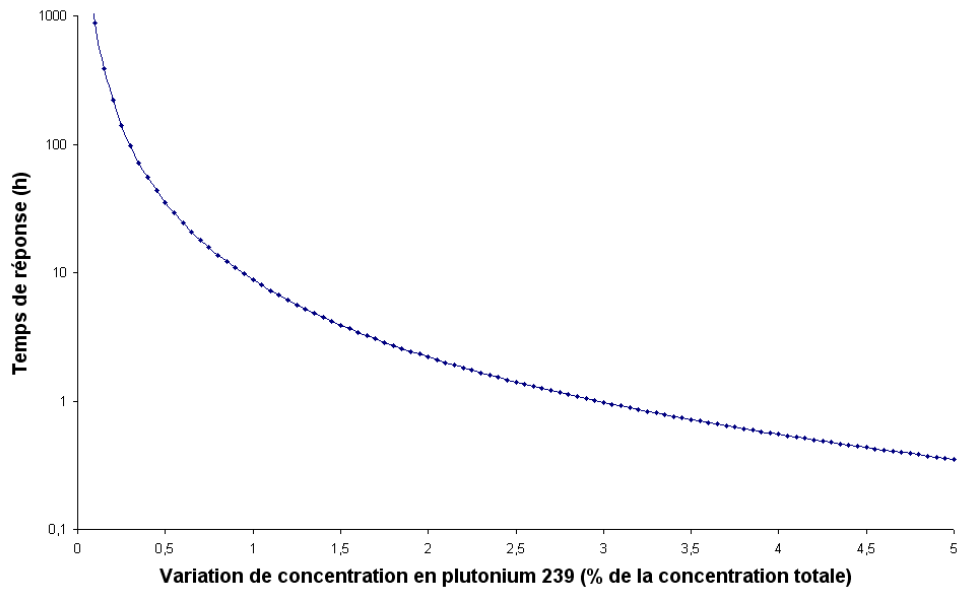


FIGURE 7.11: Estimation du temps de réponse nécessaire à la quantification d'une évolution de la composition isotopique du combustible par rapport aux concentrations de référence.

La suppression des écrans plombés et les hauts flux d'événements traités autorisent également la mesure des produits de fission. L'amélioration des systèmes de détection des ruptures de gaine est donc une autre perspective accessible dans cette configuration de mesure.

7.4.4 Remarque sur la problématique de détection et de suivi des ruptures de gaine

Les systèmes actuels détectent les ruptures de gaine gazeuses par l'analyse des gaz rares de fission, après dégazage du sodium et décroissance du néon 23 dans des lignes à retard (≈ 10 min). Les produits de fission ainsi mesurés (^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{88}Kr , ^{87}Kr) ont des périodes supérieures à la minute. L'analyse par neutrons retardés permet, quant à elle, de détecter les ruptures ouvertes par la mesure des halogènes volatiles ^{87}Br et ^{137}I de périodes respectives 54 s et 24 s avec un temps de réponse de l'ordre d'une trentaine de secondes pour un système déporté comme sur le réacteur Phénix et de l'ordre de quelques secondes pour un système intégré (DND/I) comme sur le réacteur Superphénix [Trapp 1996].

La spectrométrie gamma directement réalisée sur un échantillon de sodium, par la réduction des temps de transit et la mesure d'un nombre plus important de produits de fission permettrait un gain de rapidité de détection des ruptures. À concentration égale, l'activité des produits de fission de courte période est plus élevée que l'activité des produits de fission de plus grande période. La diminution du temps de transit est donc également un moyen d'augmenter à la fois le rapport du signal sur le bruit et de diminuer significativement les temps de réponse. La difficulté dans la mise en œuvre de la mesure de spectrométrie directement sur un échantillon de sodium primaire réside dans la présence d'un bruit en énergie induit par les signaux des produits d'activation (qui ont été étudiés en détail dans cette thèse). Dans cette approche, les limites de détection peuvent être optimisées d'une part par la réduction et la gestion des temps de transit et d'autre part par la mesure à hauts taux de comptage. La présente méthode nécessite une maximisation et une métrologie fine du temps actif de la chaîne de spectrométrie. La mise en œuvre de cette mesure est de ce fait risquée pour les systèmes conventionnels de spectrométrie gamma. La stabilité métrologique à hauts taux de comptage de la chaîne ADONIS est capable d'améliorer le rapport du signal des produits de fission par rapport au bruit des produits d'activation et rendre ainsi potentiellement possible une détection plus précoce des ruptures de gaine. Nous remarquons qu'un système rapide de détection de ruptures de gaine sur le sodium primaire a sensiblement les mêmes prére-

quis, en termes de temps de transit et de hauts taux de traitement, que le système de suivi de puissance par gamma retardés. Un système commun de suivi de puissance et de détection des ruptures de gaine peut donc être envisagé sur un prélèvement de sodium primaire.

Les produits de fission susceptibles d'être mesurés dans cette configuration sont déterminés par un indicateur H construit comme le rapport du signal $S(E_\gamma)$ sur le taux de fission T_f multiplié par la limite de détection LD_γ associée aux photons caractéristiques (voir équation 7.9) [Millies-Lacroix 1994, Carrel 2007]. Le tableau 7.4 présente les principaux produits de fission susceptibles d'être mesurés avec le système. Nous constatons que des gaz rares tels que le krypton 91 ou le krypton 92 et les halogènes volatiles tel que l'iode 138 seraient potentiellement mesurables. Une simulation détaillée du relâchement des produits de fission est nécessaire pour déterminer, avec des valeurs absolues des signaux, la faisabilité de la présente méthode.

$$\begin{cases} S(E_\gamma) = T_f I_\gamma \epsilon_\gamma Y_X (1 - e^{\lambda_X t_{irr}}) (1 - e^{\lambda_X t_c}) e^{-\lambda_X t_{ref}} \\ LD = \frac{8.8 \sqrt{B_\gamma \text{FWHM}_\gamma}}{\sqrt{t_c}} \\ H_{X,\gamma} \propto \frac{S(E_\gamma)}{T_f LD_\gamma} \end{cases} \quad (7.9)$$

Où :

- I_γ est le taux d'émission des rayonnements d'énergie E_γ par le produit de fission X .
- ϵ_γ est l'efficacité absolue du détecteur à l'énergie E_γ .
- Y_X est le rendement de fission cumulé du produit de fission X produit par 83 % d' ^{235}U et 17 % d' ^{239}Pu provenant de la librairie JEFF3.1.1.
- λ_X est la constante de décroissance du produit de fission X .
- t_{irr} est le temps d'irradiation du combustible. Il est fixé à 15 jours.
- t_c est le temps de comptage. Dans l'objectif d'obtenir un système de détection rapide, ce temps est fixé à 1 s.
- t_{ref} est le temps de refroidissement qui est approximativement égal au temps de transit, soit 5 s.
- B_γ est le bruit de fond associé à la détection des photons d'énergie E_γ .
- FWHM_γ est la largeur à mi-hauteur associée au pic d'absorption totale des photons

d'énergie E_γ .

TABLE 7.4: Principaux produits de fission potentiellement mesurables par spectrométrie gamma à hauts taux de comptage et à faible temps de refroidissement.

Produits de fission	H (U.A.)	Période	Energie (keV)	Rendement (%)	Température d'ébullition
^{138}I	17,86	6,2 s	588,8	10,94	184,4 °C
^{91}Kr	9,41	8,6 s	108,8	2,65	-153.3 °C
^{96}Sr	8,89	1,1 s	122,3	4,15	1382 °C
^{92}Kr	5,07	1,9 s	142,3	1,24	-153.3 °C
^{94}Rb	3,35	2,7 s	836,9	1,69	688 °C
^{91}Rb	3,11	58,4 s	93,6	4,54	688 °C
^{92}Rb	3,11	4,5 s	815,0	3,82	688 °C
^{91}Rb	2,37	58,4 s	3599,7	4,54	688 °C
^{142}Cs	2,08	1,7 s	359,6	2,56	671 °C
^{96}Sr	2,05	1,1 s	809,4	4,15	1382 °C
^{88}Br	1,44	16,3 s	775,3	1,83	58,8 °C
^{140}Cs	1,26	1,1 min	602,3	5,48	671 °C
^{135}Te	1,03	19,0 s	603,7	2,60	988 °C
^{94}Sr	0,96	1,25 min	1427,6	5,24	1382 °C
^{92}Kr	0,91	1,9 s	1219,0	1,24	-153.3 °C

7.5 Conclusion

Le retour d'expérience des mesures de l'azote 16 sur les REP ainsi que la présente étude concernant les RNR-Na, nous permet de tirer les conclusions suivantes :

La mesure des gamma retardés par spectrométrie ADONIS présente des performances statistiques intéressantes pour le suivi de la puissance neutronique en régime de fonctionnement intermédiaire et nominal. Une précision statistique de quelques pourcents peut être atteinte avec un temps de réponse rapide (de l'ordre de la seconde). La présence au sein du sodium primaire de deux produits d'activation de vie courte, le fluor 20 et le néon 23, nous permet d'envisager, par une gestion fine des temps de transit et du poste de mesure, des méthodes correctives limitant les effets de variation de débit à puissance intermédiaire et des effets d'enrichissement du combustible en plutonium 239 à puissance nominale. Contrairement aux mesures neutroniques conventionnelles, une mesure sans correction en ligne de température et avec une dérive moins importante entre chaque recalage aux bilans enthalpiques est envisageable par cette approche.

Il est à noter qu'une seule chaîne de détection est potentiellement capable, grâce à sa capacité de traitement des événements nucléaires, de suivre la puissance neutronique (voire thermique) du réacteur et également de servir en parallèle de système de détection, de caractérisation et de suivi des ruptures de gaine par la détection de produits de fission de courte période tels que le krypton 91 ou l'iode 138.

Le schéma de la figure 7.12 illustre le principe d'un système rapide et précis pour le suivi de puissance neutronique et de détection de rupture de gaine d'un RNR-Na intégré par spectrométrie gamma ADONIS. Les paramètres à dimensionner sont les suivants :

1. La distance de la sortie des assemblages au point de prélèvement doit être déterminée en fonction d'un compromis entre représentativité radiale et limitation de l'effet de l'hétérogénéité de l'écoulement dans le collecteur chaud. Plus la distance est élevée, plus les assemblages pouvant être surveillés vis-à-vis des ruptures de gaines sont nombreux. Une distance trop grande conduit à une dépendance par

- rapport à l'écoulement du sodium trop importante pour la problématique du suivi de puissance. Des points de prélèvements multiples sont recommandés pour limiter à la fois la dépendance à l'écoulement et afin d'augmenter la représentativité radiale du suivi de la puissance (impact de l'enrichissement des couvertures radiales) ainsi que la détection des ruptures de gaine.
2. Le temps de transit au point de mesure doit être de l'ordre de quelques secondes tout en garantissant les conditions d'un écoulement piston dans la tuyauterie de prélèvement.
 3. Le volume de l'échantillon de sodium, la distance source/détecteur et l'efficacité intrinsèque (volume sensible) de la diode germanium doivent être optimisés pour garantir un taux de comptage en entrée du système ADONIS en conditions nominales et non-accidentelles de 600 kcps et une bonne sensibilité de détection des produits de fission. Un chariot mobile est une solution pratique pour ajuster l'efficacité du système. Dans la philosophie de la mesure à haut taux de comptage, l'écran disposé entre la source et le détecteur doit être limité au maximum (voir complètement supprimé), permettant ainsi la mesure du néon 23 et des produits de fission émettant à faible énergie. En contrepartie, il est important de collimater au maximum le détecteur pour diminuer l'amplitude des signaux gamma diffusés et d'éloigner au maximum le système de tuyauteries parasites. La capacité à limiter le fond diffusé par rapport aux signaux du sodium conditionne directement les performances pour la détection des ruptures de gaine et la dynamique de mesure de la puissance.
 4. Les plages d'intégration en énergie et en temps qui sont associées à la mesure de chaque radioélément doivent être ajustées en fonction des besoins en termes de rapidité de réponse, de précision statistique et de limite de détection.
 5. les seuils d'alarme et d'arrêt d'urgence du système doivent être déterminés dans les zones d'intérêt associées aux produits de fission.
 6. Le signal du fluor 20 doit être étalonné en puissance par rapport aux mesures de puissance par bilan thermique. Une valeur corrigée de ce signal est calculée sur la base de l'amplitude du signal du néon 23 afin de limiter par correction automatique les biais induits par les évolutions de débit du caloporteur sodium et, sur l'atteinte

d'un certain niveau de puissance, l'enrichissement en ^{239}Pu au sein du combustible.

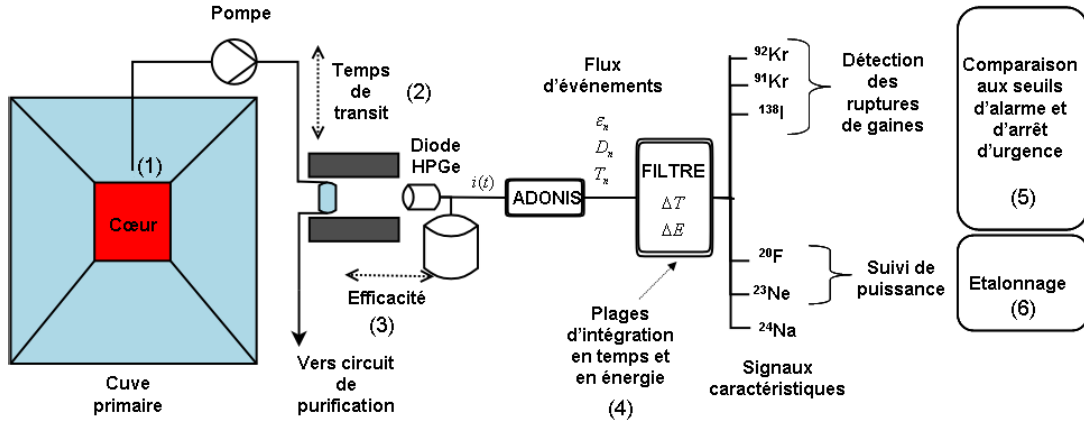


FIGURE 7.12: Schéma de principe d'un système de détection de ruptures de gaine et de suivi de puissance par spectrométrie gamma à hauts taux de comptage.

Dans la phase actuelle de l'étude du suivi de puissance par spectrométrie gamma, des simulations et de nouveaux essais sont maintenant nécessaires pour étudier l'impact des effets du taux de combustion/surgénération et les biais de représentativité du prélèvement potentiellement induits par l'enrichissement des couvertures radiales et axiales. Il est également important de modéliser plus finement le phénomène d'accumulation en prenant en compte la distribution du temps de transit du sodium caloporteur par des études de thermohydraulique. Concernant la problématique de la détection des ruptures de gaines, une étude complète doit être engagée pour estimer les seuils de détection dans une configuration à faible temps de refroidissement.

Cinquième partie

Conclusion

L'étude bibliographique réalisée dans la première phase du projet de thèse nous a permis de dégager deux axes d'études pour l'application de la spectrométrie gamma à haute résolution et à hauts taux de comptage comme instrument complémentaire pour la surveillance d'un réacteur à neutrons rapides refroidis au sodium liquide [Coulon 2008b, Barat 2006]. Le premier axe examiné est le suivi de puissance sur lequel a été consacrée la majeure partie des efforts de la thèse, le second axe portait sur la détection des ruptures de gaines combustibles.

En l'absence de retour d'expérience sur la faisabilité de ces méthodes pour les RNR-Na, l'étude a commencé par la création d'un modèle permettant de simuler au mieux l'activation du sodium et la mesure spectrométrique des produits d'activation au sein d'un RNR-Na de type intégré. Basé sur le retour d'expérience des études similaires qui ont été mises en œuvre dans le cadre des REP, nous avons adapté le modèle à la physique et au design des RNR-Na intégrés [Papin 1981b]. Au fur et à mesure de la construction du modèle nous avons affiné notre compréhension des phénomènes régissant la formation des radiotraceurs gamma et déterminé les prérequis techniques nécessaires à la mise en œuvre d'une mesure précise de la puissance neutronique et d'une détection précoce des ruptures de gaines.

L'activation neutronique du sodium primaire a été modélisée à partir de l'équation de conservation du bilan atomique lors du passage sous le flux rapide du sodium primaire et en exploitant la propriété de conservation du débit massique dans les faisceaux d'assemblage. Le modèle a été paramétré par les données nucléaires, les cotes géométriques et les données physiques du réacteur Phénix. Il a été résolu numériquement et une fonction de transfert modélisant le cumul des radioéléments a été ajoutée. Ces calculs nous ont permis d'évaluer la faisabilité d'une mesure de puissance par gamma retardés pour la filière RNR sodium. Le néon 23 et surtout le fluor 20 se sont avérés être des traceurs pertinents pour cette problématique principalement en raison de leur faible accumulation dans le caloporteur sodium. Nous avons également prédit leur mesurabilité et les conditions particulières nécessaires à cette réalisation. Dans la littérature, aucune donnée expérimentale témoigne de la mesurabilité de ces traceurs par spectrométrie gamma en ligne sur le sodium activé. Dans l'objectif de valider expérimentalement

cette prédiction, nous avons donc préparé une campagne d'essais sur le réacteur Phénix notamment au travers de la recherche d'un emplacement adéquat dans l'objectif de mesurer ces traceurs à vie courte. La difficulté était d'assurer une configuration à faible temps de transit tout en maintenant un haut flux incident et en limitant les distorsions induites par l'écoulement du sodium. Parmi tous les postes disponibles sur la centrale, nous avons choisi celui minimisant le risque de non-mesurabilité par saturation de la chaîne de mesure. Ainsi, nous avons délaissé l'aspect hauts taux de comptage pour se concentrer sur la mesure du ^{20}F et favoriser la corrélation entre flux neutronique et les signaux mesurés. Le système ADONIS a donc été installé lors du programme d'essais ultimes de la centrale Phénix sur le système de détection des neutrons différés global [Vasile 2010, Coulon 2009c, Prouteau 1974]. Le terme source en produits d'activation a été estimé par l'ajout de fonctions de transfert hydrauliques modélisant le transit dans le collecteur chaud (maquette Colchix) et dans les lignes de prélèvement [Brunon 1985]. Le signal de spectrométrie a ensuite été simulé par l'utilisation de code de transport des photons gamma par méthode Monte-Carlo. Ces simulations ont permis de dimensionner un collimateur pour optimiser le rapport du signal sur le bruit pour notre problématique.

Le prototype ADONIS a fonctionné sur le réacteur Phénix durant les mois de mai et juin 2009. Le signal du fluor 20 a été enregistré pour la première fois le 21 mai 2009, ce qui constitue une première mondiale. La mesurabilité de ce traceur de vie courte par spectrométrie gamma en ligne sur un prélèvement continu de sodium primaire est donc acquise. L'importance de gérer finement les temps de transit, d'atteindre des hauts taux de comptage et de supprimer les écrans plombés dans le but de réaliser la mesure précise de la puissance neutronique a été mise en exergue. Nous avons également observé une corrélation entre le signal du fluor 20 et le niveau de puissance du réacteur et mis en évidence l'absence du phénomène d'accumulation pour cet isotope. Son utilisation en marqueur de puissance est donc en partie validée malgré les contraintes inhérentes au réacteur Phénix et à la limitation statistique induite rendant difficile son analyse quantitative.

Une étude quantitative a été entreprise sur la base des points de mesure de la puissance par bilan enthalpique eau/vapeur et les mesures du sodium 24 corrigées du phé-

nomène d'accumulation (dont les taux de comptage mesurés étaient plus significatifs que le fluor 20) [Brau 2010]. Les résultats obtenus ont été comparés aux précédents travaux effectués dans le cadre de la mesure de l'azote 16 sur les REP [Papin 1981b, Barouch 2008]. Une dépendance des signaux aux phénomènes de changement de débit et de température a été constatée pouvant induire des biais sur la mesure de puissance lors des phases de montée en puissance. Nous estimons toutefois, une dépendance faible aux changements de température pour le fluor 20 et le néon 23 (limité à 3 % sur la gamme de fonctionnement du réacteur) et la possibilité de limiter par une correction en ligne, l'influence du débit par la mesure simultanée des deux isotopes [Lennox 1985]. En phase de fonctionnement nominal, le retour d'expérience de la mesure de l'azote 16 montre que l'évolution de la composition isotopique du combustible induit des biais sur la réponse du système [Lokov 2007]. Nous avons démontré théoriquement que la comparaison des signaux du ^{20}F et du ^{23}Ne était également une piste pour limiter ce type de biais pour les RNR-Na. Dans une perspective plus hypothétique, l'*a priori* sur le taux de combustion ainsi acquis pourrait également être utilisé pour ajouter au signal l'estimation du niveau de puissance résiduelle [Papin 1982a]. La puissance thermique cœur serait alors directement estimée exclusivement par mesure nucléaire (sans recalibration périodique fréquente et sans correction de température) et la fiabilité de la mesure en régime transitoire serait alors garantie.

D'un point de vue strictement statistique, les simulations en configuration optimisée confirment qu'une mesure rapide et précise de la puissance est atteignable grâce aux capacités de traitement d'un système de spectrométrie de type ADONIS; capable de mesurer un taux de plusieurs milliers d'événements photoniques caractéristiques du ^{23}Ne et du ^{20}F par seconde tout en maintenant une métrologie du temps actif. Une erreur stochastique d'environ 3 % est atteignable pour un temps d'intégration de 1 s. En contrepartie, nous constatons une limitation de la dynamique de fonctionnement sur une plage de 2 ou 3 décades (dépendant du niveau du signal diffusé; d'où l'importance de la collimation). Le suivi de la puissance dans la phase de démarrage du réacteur est donc difficilement envisageable. Un suivi de puissance neutronique par spectrométrie gamma à hauts taux de comptage est en mesure d'offrir un système complémentaire au minimum aussi performant que les actuelles mesures neutroniques en régime de fonction-

nement intermédiaire et nominal (les mesures neutroniques étant dépendantes des effets de température, de *burn-up* et limitées en termes de représentativité axiale et radiale).

Nous avons également dégagé comme perspective l'opportunité de réaliser dans un seul et même système, la mesure de puissance et la détection précoce des ruptures de gaine combustible par la mesure à faible temps de refroidissement de l'iode 138 et du krypton 91. Le bruit de diffusion Compton des produits d'activation empêche la détection des relâchements de produits de fission. L'approche conventionnelle consiste donc au dégazage du sodium et à la décroissance de la radioactivité par circulation dans des lignes à retard, limitant d'autant le temps de réponse à une rupture. Nous étudions donc une approche basée sur l'utilisation des hauts taux de comptage aujourd'hui permise par l'outil ADONIS et la mesure à faible temps de refroidissement pour pallier les limitations induites par le bruit poissonnien des produits d'activation. La faisabilité de cette méthode n'a toutefois pas été démontrée entièrement dans cette thèse mais cette piste permettrait une réduction significative des délais de réponse aux ruptures de gaines combustibles.

Au terme de cette étude de faisabilité, constituée par le présent travail de thèse, des perspectives prometteuses ont été dégagées pour améliorer la précision du suivi de la puissance thermique cœur et réduire les délais de détection des ruptures de gaine pour les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium liquide de génération IV. De nouvelles campagnes de simulation et d'autres essais en réacteur doivent être mis en œuvre pour valider ces méthodes innovantes permises par l'application de la spectrométrie gamma ADONIS.

Sixième partie

Annexes

Annexe A

Calcul des surfaces équivalent sodium

Les surfaces de sodium dans le cœur Phénix sont calculées à partir de la géométrie des assemblages. Chaque assemblage, de forme hexagonale, est constitué de 271 aiguilles de 3,275 mm de rayon r . Un assemblage fissile est divisé en cellules hexagonales de 3,3 mm de côté c contenant chacune une aiguille.

L'équation A.1 présente le calcul de la section de sodium contenu dans un assemblage fissile.

$$S_{\text{fiss}} = 271 \left(2\sqrt{3}c^2 - \pi r^2 \right) \quad (\text{A.1})$$

Les valeurs suivantes sont obtenues pour chaque type d'assemblage :

- la surface équivalent sodium d'un assemblage fissile : $S_{\text{fiss}} = 10.8 \text{ cm}^2$,
- la surface équivalent sodium d'un assemblage fertile : $S_{\text{fert}} = 8.45 \text{ cm}^2$,
- la surface équivalent sodium d'un assemblage de contrôle : $S_{\text{B}_4\text{C}} = 24.2 \text{ cm}^2$,
- la surface équivalent sodium d'un assemblage diluant : $S_{\text{dill}} = 11.8 \text{ cm}^2$,
- la surface équivalent sodium d'un assemblage réflecteur : $S_{\text{refl}} = 5.37 \text{ cm}^2$.

La zone fissile ($c = 1$) contient 106 assemblages fissiles et 7 assemblages de contrôle. La zone fertile ($c = 2$) contient 90 assemblages fertiles et 9 assemblages diluants. La zone des assemblages réflecteurs ($c = 3$) contient 186 assemblages d'acier. La surface de sodium de chaque zone du cœur S_c est obtenue par les formules suivantes :

$$\left\{ \begin{array}{l} S_1 = 106S_{\text{fiss}} + 7S_{\text{B}_4\text{C}} \\ S_2 = 90S_{\text{fert}} + 9S_{\text{dill}} \\ S_3 = 186S_{\text{refl}} \end{array} \right. \quad (\text{A.2})$$

Annexe B

Modèle d'activation

Cette annexe présente différentes approches pour modéliser l'activation neutronique lors d'un passage du fluide caloporteur dans le flux d'un réacteur à neutrons rapides refroidis au sodium. Les grandeurs utilisées sont les suivantes :

- t est le temps,
- z est l'ordonnée dans le cœur fissile,
- h est la hauteur totale fissile,
- r est la distance radiale par rapport au centre du cœur,
- N_y est la concentration en radioélément d'indice y ,
- N_x est la concentration en noyaux cible d'indice x ,
- σ_y est la section efficace de la réaction $x + n \rightarrow y$,
- ϕ est le flux neutronique,
- ϕ_0 est le flux neutronique maximal,
- λ_y est la constante radioactive du radioélément d'indice y ,
- $\vec{v}$ est la vitesse du fluide caloporteur,

L'équation du bilan nucléaire B.1 permet d'obtenir la concentration du produit d'activation y en fonction des dimensions r , z et t .

$$\frac{\partial N_y}{\partial t} + \text{div}(N_y \vec{v}) = N_x \sigma_y \phi - \lambda_y N_y \quad (\text{B.1})$$

Hypothèses générales :

$$\frac{\partial N_y}{\partial t} = 0; \vec{v} = v \cdot \vec{e}_z; \quad (\text{B.2})$$

La solution de l'équation est :

$$N_y = \int_0^z \frac{\sigma_y N_x \phi}{v} e^{-\int_s^z \frac{\lambda_y + \frac{\partial v}{\partial z} du}{v}} ds \quad (\text{B.3})$$

Trois méthodes de résolution de l'équation B.3 sont présentées ci-après.

B.1 Modèle à vitesse, température, et flux constant

La première méthode est une résolution analytique de l'équation B.3. Au sein du cœur, la vitesse, la température et le flux neutronique sont considérés comme constants.

Soit les hypothèses simplificatrices :

$$\frac{\partial N_x}{\partial z} = 0; \quad \frac{\partial N_y}{\partial r} = 0; \quad \phi(z) = \phi_0 \quad (\text{B.4})$$

L'équation B.1 devient :

$$\begin{aligned} N_y &= \frac{\sigma_y N_x \phi_0}{v} \int_0^z e^{-\frac{\lambda_y}{v} \int_s^z du} ds \\ \Leftrightarrow N_y &= \frac{\sigma_y N_x \phi_0}{v} \int_0^z e^{-\frac{\lambda_y}{v} (z-s)} ds \\ \Leftrightarrow N_y &= \frac{\sigma_y N_x \phi_0 e^{-\frac{\lambda_y}{v} z}}{v} \int_0^z e^{\frac{\lambda_y s}{v}} ds \\ \Leftrightarrow N_y &= \frac{\sigma_y N_x \phi_0}{\lambda_y} e^{-\frac{\lambda_y z}{v}} \left(e^{\frac{\lambda_y z}{v}} - 1 \right) \end{aligned} \quad (\text{B.5})$$

La solution est :

$$N_y = \frac{\sigma_y N_x \phi}{\lambda_y} \left(1 - e^{-\frac{\lambda_y z}{v}} \right) \quad (\text{B.6})$$

Pour $z = h$:

$$N_y(h) = \frac{\sigma_y N_x \phi}{\lambda_y} \left(1 - e^{-\frac{\lambda_y h}{v}} \right) \quad (\text{B.7})$$

B.2 Modèle à fonction sinusoïdale du flux, vitesse et densité constantes

Dans ce modèle la vitesse et la masse volumique du sodium primaire sont toujours considérées comme constantes. Afin de rendre le modèle plus réaliste, la distribution du flux neutronique sur l'axe z est modélisée suivant une fonction sinusoïdale.

Soit les hypothèses simplificatrices :

$$\frac{\partial N_x}{\partial z} = 0 ; \quad \frac{\partial N_y}{\partial r} = 0 ; \quad \phi(z) = \phi_0 \sin\left(\frac{\pi z}{h}\right) \quad (\text{B.8})$$

L'équation B.1 devient :

$$\begin{aligned} N_y &= \frac{\sigma_y N_x \phi_0}{v} \int_0^z \sin\left(\frac{\pi s}{h}\right) e^{-\frac{\lambda_y}{v} \int_s^z du} ds \\ \Leftrightarrow N_y &= \frac{\sigma_y N_x \phi_0}{2iv} \int_0^z \left(e^{\frac{i\pi s}{h}} - e^{-\frac{i\pi s}{h}} \right) e^{-\frac{\lambda_y}{v}(z-s)} ds \\ \Leftrightarrow N_y &= \frac{\sigma_y N_x \phi_0}{2iv} e^{-\frac{\lambda_y z}{v}} \int_0^z \left[e^{\left(\frac{i\pi}{h} + \frac{\lambda_y}{v}\right)s} - e^{\left(\frac{\lambda_y}{v} - \frac{i\pi}{h}\right)s} \right] ds \\ \Leftrightarrow N_y &= \frac{\sigma_y N_x \phi_0}{2iv} e^{-\frac{\lambda_y z}{v}} \left\{ \int_0^z e^{\left(\frac{i\pi v + \lambda_y h}{vh}\right)s} ds - \int_0^z e^{\left(\frac{\lambda_y h - i\pi v}{vh}\right)s} ds \right\} \\ \Leftrightarrow N_y &= \frac{\sigma_y N_x h \phi_0 e^{-\frac{\lambda_y z}{v}}}{2} \left\{ \frac{e^{\frac{i\pi z}{h}} e^{\frac{\lambda_y z}{v}} - 1}{i\lambda_y h - \pi v} - \frac{e^{-\frac{i\pi z}{h}} e^{\frac{\lambda_y z}{v}} - 1}{i\lambda_y h + \pi v} \right\} \\ \Leftrightarrow N_y &= \frac{\sigma_y N_x h \phi_0 e^{-\frac{\lambda_y z}{v}}}{-2(\lambda_y^2 h^2 + \pi^2 v^2)} \left\{ e^{\frac{\lambda_y z}{v}} \left[i\lambda_y h \left(e^{\frac{i\pi z}{h}} - e^{-\frac{i\pi z}{h}} \right) + \pi v \left(e^{\frac{i\pi z}{h}} + e^{-\frac{i\pi z}{h}} \right) \right] - 2\pi v \right\} \\ \Leftrightarrow N_y &= \frac{\sigma_y N_x h \phi_0 e^{-\frac{\lambda_y z}{v}}}{\lambda_y^2 h^2 + \pi^2 v^2} \left\{ e^{\frac{\lambda_y z}{v}} \left[\lambda_y h \sin\left(\frac{\pi z}{h}\right) - \pi v \cos\left(\frac{\pi z}{h}\right) \right] + \pi v \right\} \end{aligned} \quad (\text{B.9})$$

La solution est :

$$N_y = \frac{\sigma_y N_x h \phi_0}{\lambda_y^2 h^2 + \pi^2 v^2} \left\{ \lambda_y h \sin\left(\frac{\pi z}{h}\right) - \pi v \cos\left(\frac{\pi z}{h}\right) + \pi v e^{-\frac{\lambda_y z}{v}} \right\} \quad (\text{B.10})$$

Pour $z = h$:

$$N_y = \frac{\pi v h \sigma_y N_x \phi_0 (e^{-\frac{\lambda_y}{v}} - 1)}{\lambda_y^2 h^2 + \pi^2 v^2} \quad (\text{B.11})$$

TABLE B.1: Concentrations primaires (atomes.cm⁻³) évaluées en sortie de cœur réacteur pour une puissance de 350 MWth. (évaluation de sections efficaces JEFF3.1.1)

Méthodes	B1	B2	B3
²⁴ Na	2,22.10 ¹⁰	1,42.10 ¹⁰	1,35.10 ¹⁰
²³ Ne	5,90.10 ⁹	3,76.10 ⁹	3,58.10 ⁹
²⁰ F	3,62.10 ⁹	2,30.10 ⁹	2,19.10 ⁹
²² Na	9,41.10 ⁷	5,99.10 ⁷	5,70.10 ⁷
⁴¹ Ar	2,74.10 ²	1,75.10 ²	1,66.10 ²

B.3 Modèle numérique de l'activation

Un modèle d'activation du caloporteur sodium à profils de flux neutronique, de température et de vitesse de sodium variables ne peut être résolu que numériquement. L'équation B.1 est discrétisée en z pour former un vecteur $z(k)$. La propriété de conservation du débit massique ainsi que le calcul de la quantité de chaleur relâchée sont utilisés pour résoudre à chaque k l'équation B.1. Sa résolution est illustrée par l'algorithme 5.

B.4 Comparaison des résultats

Le tableau B.1 présente les résultats obtenus par les différentes méthodes. Ce tableau montre que considérer le flux neutronique constant introduit une surestimation de l'activation à hauteur de 65 %. La distribution axiale du flux est donc un paramètre qui ne doit pas être négligé pour simuler l'activation neutronique. Le fait de considérer que les profils axiaux de vitesse et densité sont constants introduit une surestimation de seulement 5 % par rapport au modèle numérique.

Algorithme 5 Modèle numérique de l'activation

Conditions initiales:

- 1: $\phi(\bar{h})$ Flux maximal dans le cœur,
 - 2: $\tau_f(\bar{h})$ Taux de fission maximal dans le cœur,
 - 3: $T(k)$ Températures d'entrée dans le cœur,
 - 4: $v(1)$ Vitesses d'entrée dans le cœur,
 - 5: a_1, a_2, a_3 Coefficients du polynôme de calcul de la chaleur spécifique,
 - 6: b_1, b_2, b_3 Coefficients du polynôme de calcul de la masse volumique du sodium,
 - 7: ϵ_f Energie moyenne relâchée par fission,
 - 8: S Surface équivalent sodium,
 - 9: σ_y Section-efficaces de capture neutronique.
 - 10: **pour** $k = 1$ à $k = h$ **faire**
 - 11: $\phi(k) = \phi(\bar{h}) \sin(\frac{\pi z(k)}{h})$ Calcul de l'intensité du flux,
 - 12: $\tau_f(k) = \tau_f(\bar{h}) \sin(\frac{\pi z(k)}{h})$ Calcul du taux de fission,
 - 13: $C_p(k) = a_1 + a_2 T(k-1) + a_3 T^2(k-1)$ Calcul de la chaleur spécifique,
 - 14: $Q(k) = \frac{\tau_f(k) \epsilon_f}{v(k-1) S \rho(k-1)}$ Calcul de la quantité de chaleur relâchée,
 - 15: $Tk = T(k-1) + Q(k)/C_p(k)$ Calcul de la température,
 - 16: $\rho(k) = b_1 + b_2 T(k) + b_3 T^2(k)$ Calcul de la masse volumique,
 - 17: $v(k) = \rho(k-1)v(k-1)/\rho(k)$ Calcul de la vitesse du fluide (conservation du débit massique),
 - 18: $N_x(k) = \rho(k) \mathcal{N}_{Av}/A_{Na}$ Calcul de la densité atomique,
 - 19: **pour** $j = 1$ à $j = k$ **faire**
 - 20: $X_y = X_y + \frac{(\lambda_y \Delta z + v(j) - v(j-1))}{v(j)}$ Grandeur arbitraire,
 - 21: **fin pour**
 - 22: $N_y(k) = N_y(k-1) + \frac{\sigma_y N_x(k) \phi(k) \Delta z}{v(k)} e^{X_y}$ Calcul des concentrations atomiques des produits d'activation y .
 - 23: **fin pour**
-

Annexe C

Simulation Tripoli4 du cœur Phénix

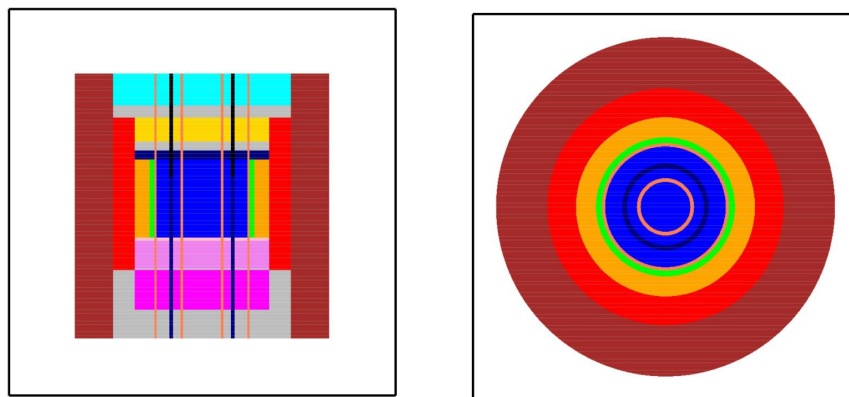
La répartition spatiale en termes d'activation et de fission des taux de réaction statiques ($\vec{v} = 0$) est étudiée. Les taux de réactions statiques $\tau_j = N_i \sigma_j \phi_{\bar{h}}$ et de fission $\tau_f = N_f \sigma_f \phi_{\bar{h}}$ ont été obtenus par simulation Tripoli4 d'une version simplifiée du cœur Phénix [Michel 2009]. Le cœur de Phénix est modélisé en géométrie homogène contenant 19 milieux [Carnoy 1979]. La géométrie est présentée dans la figure C.1.

Chacun des 19 milieux définis pour ce calcul est supposé homogène et composé des mélanges indiqués dans le tableau de compositions isotopiques suivant la note technique [Carnoy 1979].

Le tableau de résultats C.1 montre que le ^{24}Na est produit majoritairement, suivi par le ^{23}Ne , le ^{20}F et finalement le ^{22}Na . Ne prenant pas en compte l'aspect dynamique de l'activation d'un fluide en mouvement, ces taux de réactions statiques n'ont qu'une valeur indicative. Par contre les taux de fissions peuvent être exploités pour étudier la répartition des taux de fission dans les différentes zones du cœur.

TABLE C.1: Taux de réactions statiques et taux de fissions dans les différents milieux du cœur du réacteur de Phénix

Milieu #	Taux de réaction				Taux de fission		Volume (cm ³)
	(s ⁻¹)				(s ⁻¹)		
	²³ Na				²³⁹ Pu	²³⁵ U	
	(n,2n) ²² Na	(n,α) ²⁰ F	(n,γ) ²⁴ Na	(n,p) ²³ Ne	(n,f)	(n,f)	
1	1,96.10 ⁹	9,56.10 ⁹	4,93.10 ¹⁰	1,10.10 ¹⁰	9,40.10 ¹²	3,94.10 ¹¹	5,59.10 ⁵
2	5,51.10 ⁸	2,51.10 ⁹	1,01.10 ¹⁰	2,86.10 ⁹	9,94.10 ¹²	7,77.10 ¹⁰	1,46.10 ⁵
3	1,97.10 ⁹	9,60.10 ⁹	2,96.10 ¹⁰	1,10.10 ¹⁰	—	1,20.10 ¹³	5,83.10 ⁵
4	4,16.10 ⁸	1,93.10 ⁹	4,33.10 ¹⁰	2,23.10 ⁹	—	3,23.10 ¹¹	2,15.10 ⁶
5	7,42.10 ⁷	3,80.10 ⁸	3,31.10 ⁹	4,07.10 ⁸	—	2,42.10 ⁹	5,46.10 ⁴
6	1,39.10 ⁸	5,43.10 ⁸	1,75.10 ¹⁰	5,96.10 ⁸	—	1,52.10 ¹¹	4,45.10 ⁵
7	1,49.10 ⁸	6,56.10 ⁸	7,09.10 ⁹	7,55.10 ⁸	—	2,01.10 ⁹	1,55.10 ⁵
8	3,64.10 ⁷	1,52.10 ⁸	8,54.10 ⁹	1,61.10 ⁸	—	—	3,94.10 ⁵
9	9,82.10 ⁵	3,44.10 ⁶	2,17.10 ¹¹	3,44.10 ⁶	—	—	3,04.10 ⁴
10	5,40.10 ⁵	2,55.10 ⁷	1,11.10 ¹⁰	2,51.10 ⁷	—	—	6,61.10 ⁵
11	—	4,91.10 ⁵	1,25.10 ⁹	9,82.10 ⁵	—	—	4,70.10 ⁵
12	3,44.10 ⁶	1,42.10 ⁷	5,00.10 ⁹	1,47.10 ⁷	—	—	3,67.10 ⁵
13	4,91.10 ⁵	1,97.10 ⁶	5,36.10 ⁹	1,97.10 ⁶	—	—	9,82.10 ⁵
14	3,62.10 ⁸	1,74.10 ⁹	1,73.10 ¹⁰	2,01.10 ⁹	—	—	3,73.10 ⁵
15	4,04.10 ⁸	1,93.10 ⁹	1,69.10 ¹⁰	2,23.10 ⁹	—	—	1,51.10 ⁵
16	7,57.10 ⁷	3,61.10 ⁸	1,72.10 ⁹	4,19.10 ⁸	—	—	9,76.10 ⁴
17	1,62.10 ⁷	6,48.10 ⁷	2,92.10 ¹⁰	7,02.10 ⁷	—	—	9,23.10 ⁶
18	1,47.10 ⁶	5,40.10 ⁶	5,10.10 ⁹	5,40.10 ⁶	—	—	9,60.10 ⁵
19	7,22.10 ⁸	4,02.10 ⁸	1,07.10 ¹⁰	4,56.10 ⁸	—	—	1,52.10 ⁵
Somme	6,23.10 ⁹	2,99.10 ¹⁰	2,74.10 ¹¹	3,42.10 ¹⁰	1,23.10 ¹³	1,29.10 ¹³	



(a) Coupe longitudinale.

(b) Coupe transversale (au milieu).

	Milieu 1	Partie fissile « cœur 1 » enrichie au ^{239}Pu
	Milieu 2	Partie fissile « cœur 2 » enrichie au ^{239}Pu
	Milieu 3	Partie fissile « cœur 3 » enrichie à ^{235}U
	Milieu 4	Assemblages fertiles de couverture radiale
	Milieu 5	Zone de transition
	Milieu 6	Couverture axiale inférieure
	Milieu 7	Chambre d'expansion supérieure
	Milieu 8	Couverture axiale supérieure
	Milieu 9	Zone de transition
	Milieu 10	Chambre d'expansion inférieure
	Milieu 11	Zone de transition
	Milieu 12	Zone de transition
	Milieu 13	Protection neutronique supérieure
	Milieu 14	Assemblages « diluants »
	Milieu 15	Emplacement des barres de commande
	Milieu 16	Emplacement B_4C
	Milieu 17	Assemblages réflecteurs en acier
	Milieu 18	Zone de transition
	Milieu 19	Zone de transition

(c) Coupe longitudinale.

FIGURE C.1: Coupes de la géométrie simplifiée du cœur de Phénix

Annexe D

Valeurs numériques aux points de référence

Le tableau D.1 regroupe les principales données obtenues lors de l'analyse quantitative des essais du dispositif de spectrométrie gamma ADONIS sur le réacteur Phénix.

TABLE D.1: Les valeurs de référence

Points de référence	1	2	3	4	5	6	7
Horaires	11 :30	12 :45	13 :10	13 :45	15 :00	16 :00	18 :30
Puissance thermique (MWth)	302, 3 ± 4, 7	308, 1 ± 4, 7	308, 6 ± 4, 7	308, 3 ± 4, 7	335, 3 ± 4, 9	337, 3 ± 5, 0	?
Débit Cœur (dam ³ .h ⁻¹)	5, 8 ± 0, 2	6, 2 ± 0, 2	6, 2 ± 0, 2	6, 2 ± 0, 2	6, 1 ± 0, 2	6, 1 ± 0, 2	2, 2 ± 0, 1
Température Na chaud (°C)	520, 0 ± 0, 3	518, 8 ± 0, 5	518, 7 ± 0, 4	518, 5 ± 0, 6	536, 8 ± 0, 6	536, 8 ± 0, 5	325 ± 5
Température entrée EI (°C)	475 ± 10	474 ± 10	474 ± 11	475 ± 11	492 ± 10	491 ± 10	296 ± 11
Débit DND/G (m ³ .h ⁻¹)	7, 17 ± 0.04	7, 18 ± 0, 04	7, 18 ± 0, 04	7, 16 ± 0, 04	7, 16 ± 0, 04	7, 14 ± 0, 04	7, 20 ± 0, 05
Chambre MX32 (cps)	23, 9 ± 0, 3	23, 6 ± 0, 4	23, 7 ± 0, 6	23, 4 ± 0, 5	23, 3 ± 0, 4	23, 1 ± 0, 5	23, 7 ± 0, 2
ADONIS total (kcps)	42, 52 ± 0, 01	36, 13 ± 0, 01	36, 10 ± 0, 01	19, 44 ± 0, 01	22, 39 ± 0, 01	17, 63 ± 0, 01	21, 98 ± 0, 01
Signal ADONIS ²⁴ Na (cps)	117, 2 ± 0, 6	120, 6 ± 0, 7	122, 3 ± 0, 6	123, 4 ± 0, 6	127, 0 ± 0, 7	130, 1 ± 0, 7	121, 6 ± 0, 4
Signal ADONIS ²⁰ F (cps)	0, 84 ± 0, 22	0, 94 ± 0, 24	0, 69 ± 0, 22	0, 84 ± 0, 23	0, 93 ± 0, 26	0, 86 ± 0, 23	0 ± 0, 12
Simulation A ²⁴ Na (MBq.cm ⁻³)	61, 0	60, 9	62, 1	63, 2	72, 7	75, 3	70, 2
Simulation A ²⁰ F (MBq.cm ⁻³)	5, 19	4, 94	4, 96	4, 94	5, 45	5, 48	0

Annexe E

Méthode de correction des biais induits par l'évolution isotopique du combustible

Dans ce modèle, nous considérons que l'amplitude des signaux est proportionnelle au taux de réaction générant les marqueurs ^{20}F et ^{23}Ne . L'équation E.1 est construite où S représente les amplitudes des signaux mesurées, K des constantes de proportionnalité, σ les sections efficaces microscopiques et ϕ le flux neutronique.

$$\left\{ \begin{array}{l} S_{20F} = K_1 \int_{E_{20F}}^{\infty} \sigma_{n,\alpha}(E) \phi(E) dE \\ S_{23Ne} = K_2 \int_{E_{23Ne}}^{\infty} \sigma_{n,p}(E) \phi(E) dE \end{array} \right. \quad (\text{E.1})$$

Soit le flux total $\Phi = \int_E \phi(E) dE$, l'équation est écrite avec les sections efficaces intégrées telles que $\sigma_E = \int_E \sigma(E) dE$ et les probabilités de présence d'un neutron du flux neutronique dans la plage d'énergie définie par la réaction considérée tels que $p_X = \frac{\int_{E_X} \phi(E) dE}{\Phi}$. L'équation E.1 est réécrite :

$$\left\{ \begin{array}{l} S_{20F} \approx K_1 \Phi \sigma_{20F} p_{20F} \\ S_{23Ne} \approx K_2 \Phi \sigma_{23Ne} p_{23Ne} \end{array} \right. \quad (\text{E.2})$$

Soit les variations de signaux ΔS_{20F} et ΔS_{23Ne} sans modification de la forme

du spectre neutronique. Les taux de variations des signaux sont égaux et proportionnels à la variation du flux neutronique $\Delta\Phi$.

$$\begin{cases} \Delta S_{20F} \approx K_1 \Delta\Phi \sigma_{20F} p_{20F} \propto \Delta\Phi \\ \Delta S_{23Ne} \approx K_2 \Delta\Phi \sigma_{23Ne} p_{23Ne} \propto \Delta\Phi \end{cases} \quad (\text{E.3})$$

La mesure du flux neutronique est dans ce cas linéaire par rapport aux signaux des produits d'activation. Soit p_N , les probabilités de présence d'un neutron dans la plage d'énergie considérée en conditions de combustibles neufs. Une variation de la probabilité par rapport à la probabilité p_N est notée $\Delta p_N = p - p_N$. Dans le cas de modification de la forme de la distribution en énergie du flux neutronique les hypothèses suivantes peuvent être faites :

1. Une augmentation simultanée des probabilités p_{20F} et p_{23Ne} est la signature d'un durcissement de la distribution en énergie du flux neutronique. Ces probabilités sont donc des fonctions du taux de combustion $B.U.$:

$$\begin{cases} \Delta p_{20F} = p_{20F} - p_{N,20F} = f_1(B.U.) \\ \Delta p_{23Ne} = p_{23Ne} - p_{N,23Ne} = f_2(B.U.) \end{cases} \quad (\text{E.4})$$

2. Une augmentation du rapport $\frac{p_{20F}}{p_{23Ne}}$ témoigne également du durcissement du spectre neutronique. Ce rapport est donc une fonction du taux de combustion.

$$\Delta \frac{p_{20F}}{p_{23Ne}} = \frac{p_{20F}}{p_{23Ne}} - \frac{p_{N,20F}}{p_{N,23Ne}} = f_3(B.U.) \quad (\text{E.5})$$

Nous pouvons déduire des équations E.4 et E.5 que la variation Δp_{20F} est une fonction f de la variation du rapport $\Delta \frac{p_{20F}}{p_{23Ne}}$ et donc de la variation du rapport des signaux $\Delta \frac{S_{20F}}{S_{23Ne}}$. La fonction f peut être estimée à partir de l'évaluation des fonction f_1 et f_3 par simulation numérique.

$$\Delta p_{20F} = f \left(\Delta \frac{p_{20F}}{p_{23Ne}} \right) \quad (\text{E.6})$$

À flux neutronique constant, les signaux évoluent seulement en fonction des probabilités Δp_{20F} et Δp_{23Ne} .

$$\begin{cases} \Delta S_{20F} \approx K_1 \Phi \sigma_{20F} \Delta p_{20F} \propto \Delta p_{20F} \\ \Delta S_{23Ne} \approx K_2 \Phi \sigma_{23Ne} \Delta p_{23Ne} \propto \Delta p_{23Ne} \end{cases} \quad (\text{E.7})$$

D'après les équations E.7 et E.6 nous pouvons estimer la variation de probabilité Δp_{20F} afin de corriger le signal du fluor 20 des biais associés aux évolution du spectre neutronique.

$$S'_{20F} = S_{20F} - K_1 \phi_n \sigma_{n,\alpha} f \left(\frac{S_{20F}}{S_{23Ne}} \right) \quad (\text{E.8})$$

Bibliographie

- [Abderrahim 2010] H. Ait Abderrahim, P. Baeten, D. De Bruyn, J. Heyse, P. Schuurmans, J. Wagemans. *A Multipurpose Hybrid Research Reactor for High-end Applications*. Nuclear Physics News, vol. 20, no. 1, pages 24–28, 2010.
- [Adamski 1980] L. Adamski, M. Herman, A. Marcinkowski. *Cross Section Measurements of the $^{23}\text{Na}(n,2n)^{22}\text{Na}$, $^{58}\text{Ni}(n,2n)^{57}\text{Ni}$ and $^{115}\text{In}(n,n')^{115m}\text{In}$ Reactions*. Annals of Nuclear Energy, vol. 7, pages 397–401, 1980.
- [Auger 1999] F. Auger. Introduction à la théorie du signal et de l’information. Collection Sciences et Technologies, 1999.
- [Ballot 2007] B. Ballot. *Les Réacteurs à Haute Température : Un passé récent et un futur proche*. Clefs CEA, vol. n°55, page 51, 2007.
- [Baque 2007] F. Baque, J.L. Berton, M. Vanier. *Réacteur au Sodium : Vers de nouveaux progrès des techniques de surveillance et d’inspection*. Clefs CEA, vol. n°55, page 85, 2007.
- [Barat 2002] E. Barat, T. Dautremer. *L’expérience ADONIS : du filtre adapté vers une détection optimale en spectrométrie gamma*. Rapport technique SIAR/02-064, CEA, 2002.
- [Barat 2006] E. Barat, T. Dautremer, T. Montagu, J.C. Trama. *A Bimodal Kalman Smoother for Nuclear Spectrometry*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, vol. A567, pages 350–352, June 2006.
- [Barat 2009] E. Barat, T. Dautremer, T. Montagu, S. Normand. *ADONIS : A New*

- Concept of X/Gamma Pulse Analyzer.* ANIMMA International Conference, vol. 210, 2009.
- [Barouch 2006] G. Barouch, D. Chambellan, E. Delagnes, S. Legoupil, M. Mur, R. Passignat. *Single Photon Emission Tomography Applied to Flow Measurement in a Nuclear Power Plant.* Nuclear Science Symposium Conference Record, no. N28-1, 2006.
- [Barouch 2008] G. Barouch, F. Tola, R. Passignat. *Tomographie d'azote 16 pour la mesure de la carte de température : bilan de l'installation 2008 du tomographe de résultats préliminaires.* Rapport technique SSTM/08-059, CEA, 2008.
- [Bass 1966] R. Bass, P. Haug, K. KrGger, B. Staginmus. *Fast Neutron Excitation Functions by Activation Techniques.* EANDC(E), vol. 66, page 64, 1966.
- [Basseville 1993] M. Basseville, I.V. Nikiforov. *Detection of abrupt changes.* Prentice Hall Information and System Sciences Series, 1993.
- [Bastien 2004] D. Bastien. *Réacteur à Haute Température.* Techniques de l'Ingénieur, vol. BN3190, 2004.
- [Bataille 2003] C. Bataille, C. Birraux. *Rapport sur la durée de vie des centrales nucléaires et les nouveaux types de réacteurs.* Assemblée nationale 832, République Française, 2003.
- [Bernard 1980] P. Bernard. *Principes de mesures de puissance et de débit sur le cœur et la boucle Sodium du réacteur CABRI par activation de l'eau (Azote 16) et du Sodium.* Rapport Technique SEN/LPRE 80-109, CEA, 1980.
- [Bieder 2008] U. Bieder, E. Graffard. *Qualification of the CFD Code Trio U for Full Scale Reactor Applications.* Nuclear Engineering and Design, vol. n°238, pages 671–679, 2008.
- [Booth 1991] T.E. Booth. *Analytic Comparison of Monte Carlo Geometry Splitting and Exponential Transform.* Transactions of the American Nuclear Society, vol. 64, page 303, 1991.

- [Bouffier 1980] J. Bouffier. *Mesure de la puissance d'un réacteur PWR par détection de l'azote 16*. Rapport Technique EDF HP 226/80/28, EDF, 1980.
- [Boullis 2007] B. Boullis, M. Lecomte. *Fermer le cycle avec des réacteurs de 4^e génération*. Clefs CEA, vol. n°55, page 118, 2007.
- [Brau 2010] H-P. Brau. *Utilisation du code Bilher V2.0 pour les mesures ADONIS*. Rapport technique LME, ICSM, 2010.
- [Brunon 1985] C. Brunon, J. Rion. *Ecoulement dans le collecteur chaud de Phénix. Maquette Colchix*. Rapport Technique SYTC/LTME 85-5038, CEA, nov 1985.
- [Bryson 1963] A. Bryson, M. Frazier. *Smoothing for Linear and Nonlinear Dynamic Systems*. Aero. Sys. Div. Wright-Patterson Air Force Base, vol. TDR, pages 63–119, 1963.
- [Canberra 2005] Canberra. *Model DSA-1000 Digital Spectrum Analyser*. Canberra Application Note C27268, 2005.
- [Canberra 2008] Canberra. *Safe and Effective Alternatives to Liquid Nitrogen (LN₂) for Cooling Germanium Detectors*. Canberra Application Note C36758, 2008.
- [Canberra 2010] Canberra. *Reverse-Electrode Coaxial Ge Detectors*. Canberra Application Note C37480, 2010.
- [Capus 2007] G. Capus. *Que savons-nous des ressources mondiales d'Uranium ?* Clefs CEA, vol. n°55, page 17, 2007.
- [Carnoy 1979] C. Carnoy, M. Robin, B. Sicard. *Données nécessaires au calcul neutronique simplifié des 3 premiers cycles du cœur Phénix*. Rapport technique SPNR/LSRCY 79-2533, CEA, 1979.
- [Carré 2007] F. Carré, C. Renauld. *Réacteurs nucléaires du futur*. Technique de l'Ingénieur, vol. BN3230, 2007.
- [Carré 2009] F. Carré, J-M. Cavedon, J. Knebel, P. Lisowski, T. Ogawa, D. Pooley, A. Versteegh, T. Dujardin, C. Nordborg. *Independant Evaluation of the MYRRHA Project*. Rapport technique 6881, OECD/NEA, 2009.

- [Carrel 2007] F. Carrel. *Etude et développement d'une technique de dosage des actinides dans les colis de déchets radioactifs par interrogation photonique ou neutronique active et spectrométrie des gamma retardés*. PhD thesis, Université de Caen/Basse-Normandie, 2007.
- [Carrillo 2006] Carrillo. *D.R.G ARGON -DF-*. Rapport technique SCP 06-149, CEA, 2006.
- [Clark 1966] F.H. Clark. *The Exponential Transform as an Importance-Sampling Device, A Review*. Rapport technique ORNL-RSIC-14, Oak Ridge National Laboratory, 1966.
- [Costa 1974] L. Costa, J. Devaux. *Activité de l'argon 41 dans le ciel de pile de Phénix, Influence de l'entraînement d'argon par le sodium*. Rapport technique DRNR/SEDC/74-547, CEA, 1974.
- [Coulon 2008a] R. Coulon. *CR réunion LCAE-SSTH. Simulation thermohydraulique pour le transport des produits d'activation dans le sodium primaire du réacteur Phénix*. Rapport technique 03-339, CEA, 2008.
- [Coulon 2008b] R. Coulon. *Rapport bibliographique : Spectrométrie gamma haute résolution et haut taux de comptage sur primaire de réacteur de type génération 4 au sodium liquide*. Rapport technique SSTM/08-020, CEA LIST, 2008.
- [Coulon 2009a] R. Coulon. *Note technique concernant les aspects mécaniques de l'essai de spectrométrie gamma sur la centrale Phénix*. Rapport technique DETECS/SSTM/09-009, CEA LIST, 2009.
- [Coulon 2009b] R. Coulon. *Note technique concernant l'estimation de l'impact du carottage sur les seuils des compteurs ^3He . Bloc DND/G - Réacteur Phénix*. Rapport technique DETECS/SSTM/LCAE 09-031 ind.b, CEA, 2009.
- [Coulon 2009c] R. Coulon. *Procédure d'exécution d'essai scientifique N° 1103. Spectrométrie gamma*. Rapport technique PA 103 XE 44103, CEA. Centrale Phénix, 2009.

- [Coulon 2009d] R. Coulon. *Tests comparatifs de chaînes numériques de spectrométrie gamma pour diodes HPGe. ADONIS - LYNX - DSPEC PRO*. Rapport technique SSTM/09-022, CEA LIST, 2009.
- [Coz 1981] JJ. Le Coz, B. Papin, C. Payal, G. Lagarde. *Mesures de débit primaire et de puissance à partir de l'Azote 16. Synthèse des essais effectués sur la centrale de Tricastin I*. Rapport technique SEN 112, CEA-EDF, 1981.
- [Dautremet 2002] T. Dautremet, E. Barat. *L'expérience ADONIS : Implémentation algorithmique au cœur des DSPs*. Rapport technique SIAR/02-065, CEA, 2002.
- [Delpech 2009] S. Delpech, E. Merle-Lucotte, T. Augé, D. Heuer. *MSFR : Material Issued and the Effect of Chemistry Control*. Generation 4 International Forum Symposium, 2009.
- [Fanet 1995] H. Fanet. *Electronique associée aux détecteurs de rayonnements*. Technique de l'Ingénieur, vol. BN3485, 1995.
- [Fermi 1955] E. Fermi. *United-States Patent No. 2,708,656*, 1955.
- [Feron 1978] D. Feron. *Etude bibliographique de la purification du sodium par pièges froids*. Rapport technique DRNR/SEML 78-01, CEA, 1978.
- [Gariod 1964] R. Gariod, F. Merchie, G. O'byrne. *Power Control of Water Reactors using Nitrogen 16 Activity Measurement*. Rapport technique CEA-R-2533, CEA, 1964.
- [Garnier 2007] JC. Garnier, P. Dumaz, P. Anzieu. *Les Réacteurs à Neutrons Rapides à caloporteur Gaz*. Clefs CEA, vol. n°55, pages 38–45, 2007.
- [Gauthier 1987a] JC. Gauthier. *Contrôle neutronique des réacteurs rapides*. INSTN, Cadarache, Janvier 1987.
- [Gauthier 1987b] JC. Gauthier. *Flux neutronique à grande distance et contrôle neutronique pour les Réacteurs à Neutrons Rapides de type intégré*. Séminaire, Réacteurs à Neutrons Rapides, CEN Cadarache, Janvier 1987.

- [Henthorne 2009] L. Henthorne. Desalination. a critical element of water solutions for the 21st century. The International Desalination Association, 2009.
- [Heuer 2010] D. Heuer, E. Merle-Lucotte, M. Allibert, X. Doligez, V. Ghetta. *Simulation Tools and New Developments on the Molten Salt Fast Reactor*. Proceedings of the European Nuclear Conference ENC2010, 2010.
- [Hughes 2007] H. Grady Hughes. *Variance Reduction with Pulse-Height Tallies in MCNP*. Rapport technique LA-UR-07-6660, Los Alamos National Laboratory, 2007.
- [IAEA 2006] International Atomic Energy Agency IAEA. *International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles*. [http ://www.iaea.org/](http://www.iaea.org/), 2006.
- [Jallade 1988] M. Jallade. Thermohydraulique appliquée au coeur des réacteurs "rapides". INSTN, Cadarache, Janvier 1988.
- [Jaulin 2005] L. Jaulin. Représentation d'état pour la modélisation et la commande des systemes. Hermès Science, 2005.
- [Jeannot 2005] J-Ph. Jeannot. *Note physique. Redétermination des seuils DG pour une puissance de 350 MWth*. Rapport technique PA100XG92573, CEA, Centrale Phénix, 2005.
- [Kalman 1960] R.E. Kalman. *A New Approach to Linear Filtering and Prediction Problems*. Journal of Basic Engineering, vol. 82, pages 35–45, 1960.
- [Knoll 1989] G.F. Knoll. Radiation detection and measurement. Wiley, 1989.
- [Krstic 2010] D. Krstic, D. Nikezic. *Calculation of the Effective Dose from Natural Radioactivity in Soil using MCNP Code*. Applied Radiation and Isotopes, vol. 68, pages 946–947, April 2010.
- [Landis 1981] D.A. Landis, C.P. Cork, N.W. Madden, F.S. Goulding. *Transistor Reset Preamplifier for High-rate High-resolution Spectroscopy*. IEEE Nuclear Science Symposium, 1981.

- [Larson 1972] D.C. Larson, J.A. Harvey, N.W. Hill. *Measurement of the Neutron Total Cross Section of Sodium*. Rapport technique, Oak Ridge National Laboratory, 1972.
- [Lennox 1985] T.A. Lennox. *United-Kingdom Patent N. 2157879A : Nuclear Reactor Core Monitoring*, 1985.
- [Loef 2001] E.V.D. Van Loef, P. Dorenbos, C.W.E. Van Eijk, K. Krämer, H.U. Güdel. *High-energy-resolution Scintillator : Ce^{3+} Activated $LaBr_3$* . Applied Physics Letters, vol. 79, page 1573, 2001.
- [Lokov 2007] A. Lokov. *Etude neutronique de la production de l'azote-16 dans le modérateur d'un REP-1300*. Rapport technique SERMA/07-4209/A, CEA, 2007.
- [Macklin 1989] R.L. Macklin, R.R. Winters, D.M. Schmidt. *Resonance Neutron Capture by Argon-40*. Astronomy and Astrophysics, vol. 216, pages 109–112, 1989.
- [Mandil 2000] C. Mandil. *Energy to 2050, Scenarios for a sustainable future*. <http://www.iea.org/>, 2000.
- [Martin 2009] L. Martin, D. Dall'ava, J. Guidez, J. Guihard, J-F. Sauvage. *Phénix : 35 Years' Operation 1974-2009*. Revue Générale Nucléaire, vol. 1, pages 4–16, 2009.
- [Merle-Lucotte 2009] E. Merle-Lucotte, D. Heuer, M. Allibert, X. Doligez, V. Ghetta. *Optimizing the Burning Efficiency and the Deployment Capacities of the Molten Salt Fast Reactor*. Proceedings of the International Conference Global, 2009.
- [Michel 2009] M. Michel. *Intercomparaison des codes Tripoli4 et MCNP5 dans la problématique de la spectrométrie gamma*. Master's thesis, Université Blaise Pascal de Clermont-Ferrand, 2009.
- [Millies-Lacroix 1994] J.C. Millies-Lacroix. *Seuil de Decision et Limite de Detection. Applications aux Mesures de Radioactivité*. Rapport technique GTN 5, CTHIR, 1994.
- [Molliex 2009] J. Molliex. *Phénix. Assistance à l'exploitation. Etude de faisabilité de l'installation d'une mesure par spectrométrie gamma dans le local 1602*. Rapport technique PA3601XD101181, AREVA NP, Centrale Phénix, 2009.

- [Najim 1998] M. Najim. *Filtrage optimal*. Technique de l'Ingénieur, vol. R7228, 1998.
- [NEA/OECD 2004] NEA/OECD. *Janis User's Guide*. <http://www.nea.fr/janis/>, 2004.
- [Niedzwiecki 1996] Niedzwiecki, Cisowski. *Adaptative Scheme for Elimination of Broad-band Noise and Impulsive Disturbances from AR and ARMA Signals*. IEEE Transactions on Signal Processing, vol. 44, page 3, 1996.
- [Normand 2009] S. Normand, V. Kondrasovs, G. Corre, C. Passard. *PING : A New Approach for Nuclear Fuel Cycle Instrumentation*. Animma Conference Record, vol. N151, 2009.
- [ORTEC 2003] ORTEC. *Loss Free Counting with Uncertainty Analysis using ORTEC's Innovationg Zero Dead Time Technique*. Application Note AN56, ORTEC, 2003.
- [Ottini-Hustache 2004] S. Ottini-Hustache, C. Monsanglant-Louvet, S. Haan, V. Dmitrenko, V. Grachev, S. Ulin. *HPXe Ionisation Chambers for Gamma Spectrometry at Room Temperature*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, vol. 213, pages 279–283, 2004.
- [Pages 1974] JP. Pages. *Réacteur Phénix. Rupture de gaine : Signaux DRG/LRG conséquences et conduite à tenir*. Rapport technique, DRNR/SEDC 74-542, CEA, 1974.
- [Papin 1980] B. Papin, J. Romeyer Dherbey. *Mesure de débit et de puissance par azote 16*. Rapport technique SEN/LPRE 80-117, CEA, 1980.
- [Papin 1981a] B. Papin. *Mesure de la puissance par Azote 16, Principe de l'algorithme de mesure et première estimation de la précision globale en régime permanent*. Rapport technique SEN/LPRE 81-160, CEA, 1981.
- [Papin 1981b] B. Papin, P. Bernard. *Mesures de puissance par Azote 16. Etude de la sensibilité de la mesure aux paramètres de fonctionnement*. Rapport technique SEN 81-119, CEA, 1981.
- [Papin 1982a] B. Papin. *Mesure de la puissance du réacteur nourricier de Scarabee à partir de l'azote 16*. Rapport technique SEN/LPRE/80-201, CEA, 1982.

- [Papin 1982b] B. Papin, J. Cray. *Principe d'un dispositif de mesure de puissance par détection de l'Azote 16 pour le réacteur SCARABEE*. Rapport technique SEN/LPRE 82-194, CEA, 1982.
- [Papin 1984] B. Papin, W. Lyman, K. Graham, J. Guitton, J-M Favennec, J-C Lefebvre, F. Kappler, M. Bruyere, B. Fouquet, Y. Anastasiou, G. Blatrix, J. Leduc, P. Bernard, R. Le Meur. *Report of the Technical Meeting W-CEA-EDF-FRA*. Rapport technique SEN/84-187, CEA, 1984.
- [Papin 1985] B. Papin. *Mesure de la puissance moyenne du cœur d'un REP à partir de la concentration en azote 16 dans le circuit primaire : Complément d'étude sur l'influence de la répartition axiale de puissance*. Rapport technique SEN/LPA/85-077, CEA, 1985.
- [Pelletier 2007] M. Pelletier, A. Ravenet, N. Chauvin, JM. Esclaine. *Quel combustible pour les RNR-G*. Clefs CEA, Systèmes nucléaires du futur Génération IV, vol. n°55, page 45, 2007.
- [Philippon 2009] P. Philippon. *Après Phénix, La Quatrième Génération*. Les Défis du CEA, vol. n°144, page 6, 2009.
- [Phénix a] Phénix. *Note de conception du code Bilther V2.0*.
- [Phénix b] Phénix. *Rapport d'essai en eau PPE3*. Rapport technique PA4211 RE 453, CEA Centrale Phénix.
- [Phénix 1971] Phénix. *Bilan thermique données nécessaires à l'établissement des programmes d'essais. Mise en sodium. Essais isothermes*. Rapport technique PA161 EN 001, CEA Centrale Phénix, 1971.
- [Phénix 2003] Phénix. *Analyse critique de la note de conception du code Bilther V1.0*. Rapport technique EDF-HP-17/2003/002/A : PA 171 XS 89103, CEA Centrale Phénix, 2003.
- [Plagnard 2004] J. Plagnard, J. Morel, A. Tran Tuan. *Metrological Characterization of the ADONIS System used in Gamma-ray Spectrometry*. Applied Radiation and Isotopes, vol. 60, pages 179–183, 2004.

- [Prouteau 1971] M. Prouteau. *DND/G. Note de contrôle-commande*. Rapport technique DCP PA554PF001, CEA, 1971.
- [Prouteau 1974] M. Prouteau. *Note de fonctionnement de la DND/G*. Rapport technique DCP PA183PF004, CEA, 1974.
- [Radeka 1971] V. Radeka. *Trapezoidal Filtering of Signals from Large Germanium Detectors at High Rates*. Nuclear Instruments and Methods, vol. 99, page 525, 1971.
- [Renault 2009] C. Renault, M. Hron, R. Konings, D.E. Holcomb. *The Molten Salt Reactor (MSR) in Generation IV. Overview and Perspectives*. Generation 4 International Forum Symposium, 2009.
- [Reuss 2003] P. Reuss. Précis de neutronique. Broché, 2003.
- [Rion 1988a] J. Rion, B. Merite. *DND Phenix. Expérience Colchix 1. Sonde de Fluorimétrie*. Rapport technique SERA/LTME 88-5021, CEA, 1988.
- [Rion 1988b] J. Rion, Y. Roux. *DND Phenix. Etude expérimentale sur Colchix 1*. Rapport technique SERA/LTME 88-5008, CEA, 1988.
- [Rion 1988c] J. Rion, Y. Roux. *DND Phénix. Expérience Colchix 1. Première campagne*. Rapport technique SERA/LTME 88-5009, CEA, 1988.
- [Rion 1988d] J. Rion, Y. Roux. *DND Phénix. Expérience Colchix 1. Quatrième campagne*. Rapport technique SERA/LTME 88-5012, CEA, 1988.
- [Rion 1988e] J. Rion, Y. Roux. *DND Phénix. Expérience Colchix 1. Seconde campagne*. Rapport technique SERA/LTME 88-5010, CEA, 1988.
- [Rion 1988f] J. Rion, Y. Roux. *DND Phénix. Expérience Colchix 1. Troisième campagne*. Rapport technique SERA/LTME 88-5010, CEA, 1988.
- [Rion 1989] J. Rion, J-P. Truong, J. Feraud. *DND Phénix. Expérience Colchix 1. Analyse de resultats*. Rapport technique SERA/LTME 89-5015, CEA, 1989.
- [Rodenias 2000] J. Rodenas, A. Martinavarro, V. Rius. *Validation of the MCNP Code for the Simulation of Ge-detector Calibration*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, vol. A450, pages 88–97, June 2000.

- [Rodenas 2007] J. Rodenas, S. Gallardo, J. Ortiz. *Comparison of a Laboratory Spectrum of ^{152}Eu with Results of Simulation using MCNP Code*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, vol. A580, pages 303–305, Sept. 2007.
- [Sauvage 1990] T. Sauvage. Mise au point d’une chaîne de mesure des PF gazeux radioactifs (réacteur surgénérateur PHENIX). Master’s thesis, CNAM, 1990.
- [Sauvage 2003] J-F. Sauvage. Phénix. une histoire de coeur et d’énergie. EDF, 2003.
- [Schroer 1976] B. H. Schroer. *National Register of Historic Places Inventory-Nomination : Experimental Breeder Reactor 1*. Rapport technique, United States Departement of the Interior, 1976.
- [Sogei 2004] Sogei. *Circuit de purification sodium Primaire*. Rapport technique SCP 04-099, CEA, 2004.
- [Sood 2004] A. Sood, R.A. Foster, B.J. Adams, M.C. White. *Verification of the Pulse Height Tally in MCNP5*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, vol. B 213, pages 167–171, 2004.
- [Tiberghien 1962] R. Tiberghien. *A Nitrogen-16 Power Channel in the Melusine Cooling Circuit*. Rapport technique CEA-R-2211, CEA, 1962.
- [Todorovaa 2008] G. Todorovaa, N. Petrova, N.P. Koleva, P. Bellierb. *2D Core Calculations for VVER-1000 with APOLLO2*. In International Conference on the Physics of Reactors. Nuclear Power : A Sustainable Resource., 2008.
- [Trapp 1996] J-P. Trapp. *SPX : DND Intégrée. Effet du Retrait de la Première Couronne Fertile. Stratégie de Mesure à Partir de 240 Jepp*. Rapport Technique LCSR 96-0011, CEA, 1996.
- [Trigano 2005] T. Trigano. *Traitement Statistique du Signal Spectrométrique : étude du désempilement de spectre en énergie pour la spectrométrie gamma*. PhD thesis, Thèse de l’Ecole Nationale Supérieure des Télécommunications, 2005.
- [US. 2009] Departement Of Energy US. *GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems*. [http ://www.gen-4.org/PDFs/](http://www.gen-4.org/PDFs/), 2009.

- [Vasile 2010] A. Vasile, B. Fontaine, M. Vanier, P. Gauthe, V. Pascal, G. Prulhière, P. Jaecki, D. Tenchine, L. Martin, J-F. Sauvage, R. Dupraz, A. Woaye-Hune. *The Phénix Final Tests*. Transactions ENC 2010, vol. 28-05, 2010.
- [Vaux 1991] C. Vaux, J-C. Vuillemin. *Qualification de la chambre à fission CFUC07 à Phénix. Installation des appareils et tests de fonctionnement*. Rapport technique DEIN/SAI-91-021, CEA/DTA, 1991.
- [Vuillemin 1991] J-C. Vuillemin, C. Vaux. *Qualification de la chambre à fission CFUC07 (Essais préliminaires en laboratoire)*. Rapport technique DEIN/SAI-91-033, CEA DTA, 1991.
- [Williamson 1961] C.F. Williamson. *Absolute Cross Sections of the Reactions $^{23}\text{Na}(n, p)^{23}\text{Ne}$ and $^{23}\text{Na}(n, \alpha)^{20}\text{F}$* . Physical Review, vol. 122, page 1877, 1961.
- [Young 1977] P.G. Young, E.D. Arthur. *The GNASH Preequilibrium-Statistical Model Code*. Rapport technique LA-6947, Los Alamos Scientific Laboratory, 1977.

Liste des publications

R. Coulon, et al. *Delayed Gamma Power Measurement for Sodium-cooled Fast Reactor*, Nuclear Engineering and Design, soumis le 30/06/2010, accepté le 16/10/2010.

R. Coulon, et al. *^{20}F Power Measurement for Generation IV Sodium Fast Reactors*, European Nuclear Conference Transactions 2010, (274-285). Barcelona (Es.), 1er juin 2010.

R. Coulon, et al. *Sodium Fast Reactor Power Monitoring and Clad Failure Detection using ADONIS System*, Nuclear Science Symposium Conference Record (NSS/MIC), 2009, (1378 -1386). Orlando (Fl.), 24 oct.-1er nov. 2009.

R. Coulon, et al. *Sodium fast reactor power monitoring using ^{20}F tagging agent*, Proceeding of Global 2009, Paper 9416, Paris (Fr.), 6-11 sept. 2009.

R. Coulon, et al. *Sodium fast reactor power monitoring using ^{20}F tagging agent*, Proceeding of 1st International Conference on Advancements in Nuclear Instrumentation, Measurement Methods and their Applications, Paper #83. Marseille (Fr.), 7-10 juin 2009.

R. Coulon, et al. *Sodium Fast Reactors Power Monitoring Using High Resolution and High Count Rate Gamma Spectrometry. Simulation Study.*, Nuclear Science Symposium Conference Record, 2008, (973 - 977). Dresden (Ge.), 19-25 oct. 2008.

Résumé : Les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium sont en développement en vue d'assurer une quatrième génération de réacteurs répondant à la demande énergétique, tout en assurant la préservation des ressources d'uranium par un fonctionnement en surgénérateur. L'objectif de la filière est également d'améliorer la gestion de la radiotoxicité des déchets produits par transmutation des actinides mineurs et de contrôler la non-prolifération par un fonctionnement en cycle fermé.

Une instrumentation de surveillance et de contrôle de ce type de réacteur a été étudiée dans cette thèse. La spectrométrie gamma de nouvelle génération permet, par les hauts taux de traitement aujourd'hui accessibles, d'envisager de nouvelles approches pour suivre avec une précision accrue la puissance neutronique et de détecter plus précocement des ruptures de gaine combustible. Des simulations numériques ont été réalisées et une campagne d'essai a été menée à bien sur le réacteur Phénix de Marcoule. Des perspectives prometteuses ont été mises en exergue pour ces deux problématiques.

High energy resolution and high count rate gamma spectrometry measurement of primary coolant of generation 4 sodium-cooled fast reactor

Abstract : Sodium-cooled Fast Reactors are under development for the fourth generation of nuclear reactor. Breeders reactors could gives solutions for the need of energy and the preservation of uranium resources. An other purpose is the radioactive wastes production reduction by transmutation and the control of non-proliferation using a closed-cycle. These thesis shows safety and profit advantages that could be obtained by a new generation of gamma spectrometry system for SFR. Now, the high count rate abilities, allow us to study new methods of accurate power measurement and fast clad failure detection. Simulations have been done and an experimental test has been performed at the French Phénix SFR of the CEA Marcoule showing promising results for these new measurements.

Mots clés : Réacteurs à neutrons rapides, génération 4, spectrométrie gamma, suivi de puissance, rupture de gaine.

Discipline : Instrumentation nucléaire

Adresse du laboratoire : Laboratoire Capteurs et Architectures Electroniques

Centre de Saclay

Bat. 516 PC. 72

91191 Gif-sur-Yvette Cedex
