

**Besoins de recherche et développement
pour les systèmes nucléaires actuels et futurs**

© OCDE 2006
NEA No. 6051

AGENCE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE
ORGANISATION DE COOPÉRATION ET DE DÉVELOPPEMENT ÉCONOMIQUES

ORGANISATION DE COOPÉRATION ET DE DEVELOPPEMENT ÉCONOMIQUES

Conformément à l'Article 1 de la Convention signée à Paris le 14 décembre 1960, et entrée en vigueur le 30 septembre 1961, l'Organisation pour la Coopération et le Développement Economiques (OCDE) a pour objectif de promouvoir les politiques visant à :

- réaliser la plus forte expansion possible de l'économie et de l'emploi et une progression du niveau de vie dans les pays Membres, tout en maintenant la stabilité financière, et à contribuer ainsi au développement de l'économie mondiale ;
- contribuer à une saine expansion économique dans les pays Membres, ainsi que non membres, en voie de développement économique; et
- contribuer à l'expansion du commerce mondial sur une base multilatérale et non discriminatoire conformément aux obligations internationales.

Les pays membres originaux de l'OCDE sont l'Allemagne, l'Autriche, la Belgique, le Canada, le Danemark, l'Espagne, les Etats-Unis, la France, la Grèce, l'Irlande, l'Islande, l'Italie, le Luxembourg, la Norvège, les Pays-Bas, le Portugal, le Royaume-Uni, la Suède, la Suisse, et la Turquie. Les pays suivants ont adhéré ultérieurement aux dates mentionnées ci-après : Japon (28 avril 1964), Finlande (28 janvier 1969), Australie (7 juin 1971), Nouvelle Zélande (29 mai 1973), Mexique (18 mai 1994), République Tchèque (21 décembre 1995), Hongrie (7 mai 1996), Pologne (22 novembre 1996), Corée (12 décembre 1996) et la République Slovaque (14 décembre 2000). Les Communautés de la Commission Européenne participent au travail de l'OCDE (Article 13 de la Convention de l'OCDE).

AGENCE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

L'Agence de l'Energie Nucléaire de l'OCDE (AEN) a été créée le 1^{er} février 1958 sous le nom de l'Agence Européenne de l'Energie Nucléaire de l'OCEE. Elle a reçu sa désignation actuelle le 20 avril 1972, lorsque le Japon est devenu son premier membre plénier non-européen. L'AEN est actuellement composée de 28 pays membres de l'OCDE : Allemagne, Australie, Autriche, Belgique, Canada, Danemark, Espagne, Etats-Unis, Finlande, France, Grèce, Hongrie, Islande, Irlande, Italie, Japon, Luxembourg, Mexique, Norvège, Pays-Bas, Portugal, République de Corée, République Slovaque, République Tchèque, Royaume-Uni, Suède, Suisse et Turquie. La Commission des Communautés européennes participe également au travail de l'Agence.

La mission de l'AEN est :

- d'aider ses pays membres à préserver et développer davantage par le biais de la coopération internationale, les bases scientifiques, technologiques et juridiques nécessaires à une utilisation sûre, écologique et économique de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques et
- fournir des évaluations documentées et forger des protocoles communs sur des problèmes essentiels, tels que la contribution aux décisions gouvernementales sur la politique d'énergie nucléaire et élargir les analyses politiques de l'OCDE dans des domaines tels que l'énergie et le développement durable.

Les domaines de compétence spécifiques de l'AEN comprennent la sûreté et la réglementation des activités nucléaires, la gestion des déchets radioactifs, la protection radiologique, la science nucléaire, les analyses techniques et économiques du cycle de combustible nucléaire, la législation et la responsabilité nucléaires, et l'information du public. La Banque de Données de l'AEN fournit des données nucléaires ainsi que des services de programmes informatiques aux pays participants.

Dans ces missions et autres missions connexes, l'AEN travaille en étroite collaboration avec l'Agence Internationale de l'Energie Atomique, à Vienne, avec laquelle elle a conclu un Accord de Coopération, ainsi qu'avec d'autres organisations internationales dans le domaine du nucléaire.

© OCDE 2006

L'autorisation de reproduire une partie de ce travail à des fins non commerciales ou pour une utilisation pédagogique doit être obtenue auprès du Centre français d'exploitation du droit de copie (CCF), 20, rue des Grands-Augustins, 75006 Paris, France, Tel. (33-1) 44 07 47 70, Fax (33-1) 46 34 67 19, pour tout pays, à l'exception des Etats-Unis. Aux Etats-Unis l'autorisation doit être obtenue auprès du Copyright Clearance Center, Customer Service, (508)750-8400, 222 Rosewood Drive, Danvers, MA 01923, USA, ou CCC Online: <http://www.copyright.com/>. Toutes les autres demandes d'autorisation de reproduire ou traduire tout ou partie de ce livre doivent être faites aux Publications de l'OCDE, 2, rue André-Pascal, 75775 Paris Cedex 16, France.

AVANT-PROPOS

En 2001, le Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'OCDE/AEN a lancé une étude sur les besoins en recherche et développement (R-D) dans le domaine des sciences nucléaires. La phase initiale de cette étude comprenait une analyse des résultats des études passées et en cours, effectuées sous l'égide du CSN. Cette phase a ensuite été suivie d'un atelier sur les besoins en R-D pour les systèmes nucléaires actuels et futurs, qui s'est déroulé à Paris, du 6 au 8 novembre 2002.

L'atelier tombait à point nommé pour deux raisons. La première était la publication récente de plusieurs documents relatifs aux futurs systèmes nucléaires, dont les accélérateurs pour la transmutation des déchets nucléaires, et l'initiative de Génération IV tournée vers les réacteurs nucléaires de la prochaine génération et les besoins en R-D associés. L'atelier a passé en revue ces deux domaines d'activité. La deuxième raison était que l'AEN préparait un nouveau plan stratégique quinquennal pour 2005-2009, et les conclusions de l'atelier s'avèreraient utiles pour apporter une contribution à la partie sciences nucléaires de ce plan.

Le thème de l'atelier, les besoins de R-D en sciences nucléaires, était également d'un intérêt particulier pour le Comité de l'AEN sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) et le Comité de l'AEN chargé des études techniques et économiques sur le développement de l'énergie nucléaire et le cycle du combustible (NDC). Ces deux comités avaient en cours des activités sur ce thème, qui ont été présentées lors de l'atelier.

Les activités passées et en cours du CSN ont été présentées pendant l'atelier, ainsi que les programmes de recherche des pays membres de l'AEN et des organisations internationales sur les nouveaux concepts de réacteur nucléaire. À la suite de ces présentations, les participants ont discuté de la nécessité de futures initiatives de R-D dans les domaines touchant aux sciences nucléaires et ayant un rapport avec le travail du CSN. Un ensemble de recommandations au CSN a été présenté et se trouve dans le chapitre « Conclusions et recommandations » de ce rapport.

Ce rapport présente les résultats de l'étude du CSN sur les besoins de R-D en sciences nucléaires. Il s'adresse particulièrement aux responsables des programmes de sciences et de recherches nucléaires, ainsi qu'à tous ceux qui sont intéressés par les futurs systèmes d'énergie nucléaire.

Cette étude a été soutenue par une contribution volontaire du Ministère japonais de l'Éducation, de la Culture, du Sport, de la Science et de la Technologie (MEXT).

TABLE DES MATIÈRES

Avant-propos	3
Résumé	7
<i>Chapitre 1</i> Introduction	13
ACTIVITÉS DE R&D NUCLÉAIRES PASSÉES ET PRÉSENTES	17
<i>Chapitre 2</i> Séparation et transmutation	19
<i>Chapitre 3</i> Données nucléaires	33
Annexe 1 – Installations de mesure des données nucléaires de base	51
Annexe 2 – Sous-groupes du Groupe de travail sur la coopération internationale pour l'évaluation des données nucléaires (WPEC)	57
<i>Chapitre 4</i> Comportement du combustible	59
Annexe 3 – Groupe d'experts du CSN sur les problèmes scientifiques sur le comportement du combustible (TFSFB) : Domaine d'application et objectifs	77
<i>Chapitre 5</i> La sûreté-criticité nucléaire	79
<i>Chapitre 6</i> Recyclage du plutonium et cycles de combustible innovants	89
<i>Chapitre 7</i> Physique et protection des réacteurs	97
<i>Chapitre 8</i> Activités du CSIN sur la recherche dans le domaine de la sûreté	113
<i>Chapitre 9</i> Activités du NDC liées aux besoins en R&D	123
BESOINS EN R&D POUR LES NOUVEAUX SYSTÈMES NUCLÉAIRES	125
<i>Chapitre 10</i> Vue d'ensemble des études du CEA sur les futurs systèmes d'énergie nucléaire	127
<i>Chapitre 11</i> Feuille de route de la technologie des systèmes d'énergie nucléaire de Génération IV	129
<i>Chapitre 12</i> Une présentation d'INPRO et de son statut	135

<i>Chapitre 13</i>	La R&D sur l'énergie nucléaire en Finlande.....	137
<i>Chapitre 14</i>	Programme quinquennal sur le cycle du combustible avancé.....	141
<i>Chapitre 15</i>	Programme japonais sur les systèmes hybrides	145
<i>Chapitre 16</i>	Programme européen sur les systèmes pilotés par accélérateurs (ADS) : Conceptions et perspectives.....	149
CONCLUSIONS ET RECOMMANDATIONS		153
<i>Chapitre 17</i>	Données nucléaires.....	155
<i>Chapitre 18</i>	Physique des réacteurs et comportement des systèmes.....	157
<i>Chapitre 19</i>	Combustibles, matériaux, caloporteurs et chimie	159
Annexe A – Liste des participants.....		161
Annexe B – Participants aux groupes de discussion		163
Annexe C – Organisation de la réunion.....		165

RÉSUMÉ

Essentielle au maintien d'une exploitation à la fois sûre et efficace des centrales nucléaires existantes et des installations du cycle du combustible, la continuité des programmes de recherche et développement (R&D) nucléaires permet également de garantir l'émergence future de nouveaux systèmes nucléaires à la fois avancés et innovants. Afin de permettre à l'énergie nucléaire de jouer un rôle fondamental dans la satisfaction durable des futures exigences énergétiques, il convient donc d'identifier les besoins en R&D et d'assurer la disponibilité du savoir-faire et des ressources adéquats afin de les satisfaire.

Au cours des dernières années, on a cependant observé dans de nombreux pays membres de l'AEN un déclin significatif des dépenses de R&D nucléaire, se traduisant par la perte d'installations et de savoir-faire. Cela a suscité des inquiétudes quant au maintien d'une infrastructure de R&D adéquate assurant la satisfaction des besoins futurs. D'autre part, afin d'optimiser l'efficacité des programmes de R&D et l'utilisation des ressources limitées le plus efficacement possible, l'amélioration de la coopération et de la coordination internationales constituent un facteur primordial. Favoriser et faciliter cette coopération internationale représente un aspect important du rôle de l'AEN.

Dans le but d'analyser ces problèmes, l'Atelier sur les besoins de R&D pour les systèmes actuels et futurs a été organisé par le Comité des sciences nucléaires (CSN) en étroite collaboration avec le Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) et le Comité chargé des études techniques et économiques sur le développement de l'énergie nucléaire et le cycle du combustible (NDC). L'atelier, auquel ont assisté 33 participants provenant de 11 pays et 3 organisations internationales, s'est déroulé à Paris du 6 au 8 novembre 2002.

En tout, 15 présentations ont été réalisées lors de l'atelier. La première session comprenait des présentations fournissant une vue d'ensemble des activités de R&D nucléaire présentes et passées auxquelles a participé l'AEN. Celles-ci étaient divisées entre celles liées à la séparation et transmutation, les données nucléaires, le comportement du combustible, la criticité-sûreté, le recyclage du plutonium et les cycles de combustible innovant, et la physique des réacteurs et la protection.

L'AEN participe à la recherche sur la séparation et transmutation depuis la fin des années 1980, date de lancement d'un programme à long terme. Le premier intérêt a porté sur les systèmes hybrides (ADS) pour l'incinération des déchets radioactifs à vie longue. Le programme est supervisé en commun par le CSN et le NDC, qui ont institué une étroite collaboration dans ce domaine de travail. En 1992, le CSN a créé le Groupe de travail sur les aspects de physique des concepts de transmutation, dont le domaine d'application comprenait l'analyse des problèmes scientifiques fondamentaux liés aux concepts de transmutation proposés. Un rapport global a été publié en 1994 portant sur plus de 20 concepts et actions de mise en œuvre et de suivi.

Pour aider à coordonner le travail de l'AEN sur la séparation et la transmutation, le CSN a créé en 2000 le Groupe de travail sur les problèmes scientifiques de la séparation et transmutation (WPPT). Son champ d'application comprend l'utilisation et la fiabilité de l'accélérateur, la séparation chimique, les combustibles et matériaux, et la physique et la sûreté. Des sous-groupes ont également été créés afin

d'analyser chacun de ces quatre domaines. Le WPPT a pour mission de fournir aux pays membres de l'AEN des informations actualisées sur la faisabilité et le statut de développement des concepts de séparation et transmutation, et de conseiller sur les exigences de R&D. Il devrait prochainement réaliser, en 2004, un rapport essentiel sur le statut de la séparation et transmutation.

Bien que l'effort global ait décliné au cours des dernières années, un certain nombre d'installations des pays membres de l'AEN et d'ailleurs, sont néanmoins engagées dans les mesures de données nucléaires. La coopération internationale est en effet essentielle pour garantir la coordination du travail de données nucléaires des différentes installations dans le monde, afin d'éviter la redondance et garantir la production des données requises. L'AEN, en parallèle avec d'autres organisations, a joué un rôle important afin de dynamiser cette coopération au fil des ans. La Banque de données de l'AEN fait ainsi partie d'un réseau international de centres de données, dont chacun compile et facilite l'évaluation des données nucléaires.

Le Groupe de travail du CSN sur la coopération internationale pour l'évaluation des données nucléaires (WPEC) a été créé en 1989 afin d'analyser les activités d'évaluation des données nucléaires. Des sous-groupes spécialisés sont régulièrement créés pour examiner les domaines problématiques. Plus de vingt sous-groupes à échéance à court terme ont ainsi été créés à ce jour, dont la plupart a publié des rapports. Quatre sous-groupes à long terme ont également été constitués, couvrant les modèles nucléaires des codes de calcul, les formats et le traitement, les normes de données nucléaires, ainsi que la Liste des demandes de haute priorité pour les données nucléaires. Cette dernière représente un effort de collaboration international grâce auquel sont satisfaites et évaluées les demandes de données de différents pays. Elle contient près de 500 demandes, et peut être consultée sur le site Internet de l'AEN.

La nécessité d'une coopération internationale dans l'expertise scientifique du comportement du combustible nucléaire a depuis longtemps été reconnue par le CSN. En 1995, un groupe de travail du CSN a publié un rapport sur ce sujet, qui a été à l'origine d'une série d'actions du CSN au cours des années suivantes. Le rapport a conclu que si le combustible nucléaire existant était extrêmement fiable en termes de comportement et de sûreté, cela était en partie dû à des marges d'exploitation assez souples. Afin de satisfaire les demandes visant à améliorer la compétitivité économique de l'exploitation des réacteurs, il deviendrait donc de plus en plus important de prévoir plus précisément le comportement du combustible. Cela a démontré la nécessité de bons codes informatiques sur le comportement du combustible, étayés par des données de haute qualité.

Le groupe de travail a ensuite procédé à une analyse des données expérimentales disponibles sur le comportement du combustible et qui pouvaient être utilisées pour améliorer les performances des codes informatiques. Cela s'est traduit par la création de la base de données des Expériences internationales sur le comportement du combustible (IFPE) organisée et maintenue par la Banque de données de l'AEN. Elle couvre tous les systèmes de réacteurs thermiques exploités de manière commerciale, en se concentrant essentiellement sur le combustible standard gaine zircaloy-combustible UO₂. La base de données est désormais bien établie et est largement utilisée par des organisations participant au développement de code. Elle contient plus de 400 ensembles de données et des données supplémentaires continuent d'être ajoutées.

Un Groupe de travail sur les calculs de criticité a été initialement créé par le CSIN en 1980 pour entrer par la suite sous l'autorité du CSN. L'objectif de ce groupe était d'analyser les méthodologies et les données disponibles pour effectuer des évaluations de la sûreté-criticité. La grande diversité de précision et de qualité des résultats a été la source d'un travail accru, menant à une série d'études de l'AEN sur la sûreté-criticité. Le Groupe d'experts sur le rôle du crédit burn-up a été créé au début des années 1990 afin de développer des méthodes destinées à réaliser des calculs de criticité pour le

combustible usé qui prennent en compte l'état réel du combustible, permettant de possibles économies substantielles tant en termes de coût que d'espace d'entreposage. Il a déjà achevé plusieurs phases de travail, ce qui en fait le groupe d'expert le plus ancien de l'AEN.

Un effort international de collecte des données à partir des expériences de criticité nucléaire réalisées dans les installations du monde entier a été lancé par le Département américain de l'énergie en 1992. Cet effort a été transféré à l'AEN en 1994 sous le titre de Projet international d'évaluation de benchmark sur la sûreté-criticité (ICSBEP). Le projet a depuis progressé rapidement et continue d'apporter une contribution essentielle à la sûreté-criticité nucléaire. Les données sont publiées dans le Manuel International des Benchmarks expérimentaux d'évaluation des sûreté-criticité.

Les travaux sur la sûreté-criticité, comprenant le Groupe d'experts sur le rôle du crédit burn-up et l'ICSBEP, sont actuellement contrôlés par le Groupe de travail du CSN sur la sûreté-criticité nucléaire. Le groupe de travail a mis en place cinq autres groupes d'experts, sur les valeurs critiques minimales, les besoins expérimentaux, l'analyse de la convergence des sources, les analyses d'excursion de criticité et les mesures sous-critiques.

Le Groupe de travail sur la physique du recyclage du plutonium a été créé par le CSN en 1992, pour devenir ensuite le Groupe de travail sur le recyclage du plutonium et les cycles de combustible innovants (WPPR). Le groupe de travail a depuis effectué plusieurs benchmark, couvrant le recyclage dans les REP, l'effet de réactivité de vidange dans les REP, les réacteurs rapides incinérateurs de plutonium, le recyclage dans les réacteurs rapides, le recyclage multiple du plutonium dans les REP standard et avancés, et le combustible MOX dans les REB.

Ces benchmarks ont permis d'obtenir des codes informatiques améliorés et récents, soutenant les plans de plusieurs pays membres de l'AEN visant une utilisation accrue du combustible MOX. D'autres benchmarks ont été proposés pour le travail continu du WPPR y compris pour les réacteurs à haute température et les transitoires de cœur MOX. D'autres travaux sont réalisés avec le groupe d'experts sur l'Élimination du Plutonium dans les Réacteurs.

Dans le domaine de la physique des réacteurs, le CSN a entrepris, par l'intermédiaire de plusieurs groupes d'experts, une série de benchmarks couvrant les méthodologies de simulation et d'évaluation du comportement des cœurs et composants du réacteur. Un groupe d'experts a été créé pour traiter la modélisation et les méthodes de simulation dans le domaine de la neutronique couplée et des transitoires thermo-hydrauliques. Ceux-ci comprennent les transitoires de cœur de REL, le retrait incontrôlé des grappes de contrôle dans les REP, les ruptures de tuyauterie vapeur dans les REP, l'analyse de la stabilité des REB et les déclenchements de la turbine dans les REB. L'objectif était de développer des techniques applicables aux réacteurs existants comme aux nouveaux concepts de réacteurs.

La Banque de données de l'AEN est leader pour la réalisation de la Base de données internationale sur les expériences intégrales de protection (SINBAD), qui joue un rôle essentiel dans la validation et le benchmarking des codes informatiques et données utilisés pour les calculs de propagation des rayonnements et de protection. Forte de l'intérêt accru dans les systèmes d'accélérateurs, le CSN a créé en 2000 un Groupe d'experts sur les aspects de protection des accélérateurs, cibles et installations d'irradiation (SATIF) pour promouvoir les échanges d'informations et la coopération internationale. Une série de six réunions de spécialistes du SATIF a été réalisée.

La préservation des capacités et installations essentielles de recherche de sûreté nucléaire est la préoccupation du CSIN depuis le début des années 1990. En 1992, il a créé le Groupe d'experts sur la recherche en sûreté (SESAR), rassemblant des responsables des grands programmes de recherche dans les pays membres de l'AEN. Le groupe a analysé la recherche existante et a examiné les futures

exigences et priorités. Il a identifié à l'époque trois principaux axes de recherche, à savoir la gestion de la durée de vie de la centrale (comprenant l'extension de la durée de vie), l'optimisation des marges d'exploitation et les mesures liées aux accidents graves.

Le travail du SESAR sur l'identification des domaines clefs de recherche sur la sûreté qui devaient être maintenus a fait l'objet d'un suivi par le CSIN. Un groupe de révision contrôle le statut des infrastructures de recherche et compile une liste des installations exposées à un risque. L'AEN a également étendu le nombre des projets de recherche à financement international qu'elle soutient. En 2001 a eu lieu un atelier majeur, appelé *Research in the Regulatory Context*. Alors que sont développés de nouveaux concepts de réacteurs, les autorités réglementaires auront besoin des compétences et installations appropriées pour évaluer leurs performances de sûreté. Dans cette optique, un atelier sur les problèmes de sûreté des réacteurs nucléaires avancés et besoins en recherche s'est déroulé en 2002.

Suivant l'examen, au cours de la première session, des activités passées et actuelles liées à la R&D, l'atelier s'est tourné vers la question des futurs besoins de R&D, particulièrement afin de soutenir le développement de nouveaux systèmes d'énergie nucléaire et systèmes hybrides (ADS) pour la séparation et transmutation.

Dix pays participent au *Generation IV International Forum* (GIF), dont le but est de développer une nouvelle génération de systèmes d'énergie nucléaire capables d'être en fonctionnement d'ici à 2030. Ceux-ci doivent fournir un approvisionnement en électricité à la fois fiable et compétitif en termes de prix, tout en gérant les inquiétudes sur la sûreté nucléaire, les déchets et la prolifération. La feuille de route identifie six concepts de réacteur avancé comme satisfaisant ces objectifs et méritant la poursuite du développement.

Le Projet international sur les réacteurs nucléaires et cycles de combustibles innovants (INPRO) a été mis en œuvre en 2000, par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). Son objectif est d'identifier la continuité de la disponibilité de l'option de l'énergie nucléaire, comprenant les innovations dans la conception de réacteurs et les cycles de combustible.

En France, le Commissariat à l'énergie atomique (CEA), reconnaissant la nécessité de progrès technologiques allant au-delà des REL, a sélectionné pour la poursuite du développement le concept d'un réacteur haute-température refroidi au gaz avec un spectre de neutrons rapides, un combustible réfractaire, une conversion directe avec une turbine à gaz et un cycle de combustible sur site. La construction de grandes installations expérimentales, comprenant un réacteur d'essai de technologie, est prévue au cours de la prochaine décennie.

En Finlande, la moitié du financement de la R&D nucléaire est alloué aux problèmes de gestion des déchets nucléaires, et 40% à la sûreté des réacteurs. Plus de la moitié de la totalité des financements est fournie par les deux plus grands opérateurs énergétiques. Un programme analysant les technologies de REL avancé a débuté en 1998, se concentrant sur les réacteurs pouvant être construits dans un délai de 5 à 10 ans. L'objectif était de soutenir l'évaluation de l'économie et de la sûreté des conceptions candidates pour le cinquième réacteur finlandais.

Aux États-Unis, le programme de cycle de combustible avancé (CCA) explore le potentiel des technologies nucléaires avancées pour réduire de façon drastique la difficulté d'entreposage du combustible nucléaire irradié. Le programme se compose de deux éléments essentiels. Le premier vise à répondre aux problèmes du combustible irradié existant en réduisant les volumes ainsi que la toxicité du matériau exigeant un enfouissement en couche géologique profonde. Le second vise à développer de nouveaux cycles de combustible pour le plus long terme, comprenant des réacteurs innovants et le système hybride. Le programme CCA est étroitement lié à l'initiative de Génération IV.

Il existe également au Japon et en Europe des programmes pour le développement de systèmes hybrides pour la séparation et transmutation d'actinides mineurs et de produits de fission à vie longue. Ainsi au Japon, sont développés des scénarios qui intègrent un système hybride dans des cycles de combustible avancé impliquant, par exemple, du combustible MOX dans les REL avancés et les réacteurs rapides. Le programme de recherche OMEGA pour la R&D sur la séparation et transmutation a pour objectif de réduire la radiotoxicité des déchets de haute activité à celle de l'uranium naturel. Cela inclut des expériences de base afin de démontrer les processus et expériences à l'échelle de l'application technique pour obtenir des données sur la sûreté. L'Institut japonais de recherche sur l'énergie atomique prévoit de construire l'installation expérimentale de transmutation pour étudier les caractéristiques de base du système hybride et démontrer sa faisabilité.

En Europe, un groupe de travail technique a été créé pour coordonner les activités sur la séparation et transmutation et le développement de systèmes hybrides dans différents pays. Dans son rapport de 2001, ce groupe a conclu que la séparation et transmutation au moyen d'un système hybride pouvait contribuer à la gestion des déchets radioactifs, qu'il y avait une nécessité de démontrer cette technologie au niveau international et qu'un effort européen de R&D coordonnée, et bénéficiant du soutien de la Commission européenne devrait être fait. Par la suite, les laboratoires européens impliqués dans la recherche sur la séparation et transmutation ont créé le réseau ADOPT destiné à coordonner les projets soutenus par la Commission, lequel couvre aujourd'hui 15 projets.

Suivant les présentations décrites ci-dessus, les participants à l'atelier se sont divisés en trois groupes de discussions afin de présenter des conclusions et recommandations. Ces groupes se sont concentrés respectivement sur les sujets des données nucléaires, la physique des réacteurs et le comportement des systèmes, et les combustibles, matériaux, caloporteurs et la chimie. Les recommandations avancées par chaque groupe sont résumées ci-dessous.

Le groupe de discussion sur les données nucléaires a présenté un certain nombre de points et recommandations spécifiques relatifs aux données nucléaires différentielles, comprenant :

- La liste de demandes de haute priorité pour les données nucléaires doit être revue et des améliorations envisagées.
- Les codes d'évaluation et de traitement doivent être largement et librement diffusés au sein des pays membres de l'AEN.
- Un format standard pour les bibliothèques de sections efficaces multi-groupes devant être utilisées dans les tests et le benchmarking doit être envisagé.
- Un ensemble standard de benchmarks expérimentaux et intégraux doit être élaboré, couvrant un large éventail d'applications, comme base commune des études de validation.
- La situation internationale concernant les installations expérimentales et équipes actives dans les domaines des mesures, de l'évaluation et de la validation doit être contrôlée.

D'autre part, le groupe de discussion a fait plusieurs suggestions pour des mesures en relation avec les données intégrales :

- La préservation des informations sur les expériences passées doit être encouragée.
- Toute l'attention doit être accordée à la réalisation de nouveaux benchmarks disponibles dans un format commun.

- Une collaboration internationale accrue doit être encouragée pour les travaux dans les quelques installations existantes encore en fonctionnement pour la réalisation d'expériences intégrales.

Le groupe de discussion sur la physique des réacteurs et le comportement des systèmes a convenu des quatre aspects suivants comme étant les plus critiques à aborder à l'avenir :

- Problèmes de cycle du combustible, couvrant les systèmes classiques et avancés, et comprenant la problématique des hauts taux de combustion, la physique et la sûreté des systèmes avancés à spectre rapide, et le recyclage des actinides mineurs.
- Analyse de l'incertitude pour le calcul des transitoires en dynamique des centrales nucléaires.
- Modélisation affinée pour le comportement des matériaux, la neutronique, la thermo-hydraulique et l'analyse de sensibilité.
- La sûreté des systèmes de production énergétique non électrique.

Enfin, le groupe a souligné la nécessité impérieuse de faire correspondre les besoins expérimentaux clés à l'utilisation potentielle des installations existantes et/ou futures afin de mettre en œuvre les projets communs promus par l'AEN.

Le groupe de discussion sur les combustibles, matériaux, caloporteurs et la chimie a conclu que le CSN devait soutenir les projets et installations essentiels pour le développement des systèmes nucléaires et publier des synthèses des programmes nationaux et internationaux correspondants. D'autre part, le groupe a recommandé que le CSN organise la compilation de manuels sur les caloporteurs plomb-bismuth, sur les combustibles avancés de type nitrure, carbure, métal et à matrice inerte (IMF). Le groupe a enfin recommandé que le CSN crée deux nouveaux groupes d'experts sur le comportement des défauts sous irradiation et sur la science des matériaux.

Chapitre 1

INTRODUCTION

À l'aube du développement nucléaire, les installations et programmes de recherche et développement (R&D) à financement public ont joué un rôle majeur. Néanmoins, alors que se développaient les programmes d'énergie nucléaire, les gouvernements ont commencé à considérer le nucléaire comme une technologie à la fois mature et commerciale. Ainsi, s'ils continuaient à apporter des financements significatifs, les gouvernements se sont concentrés progressivement sur des domaines tels que la sûreté des réacteurs et la gestion des déchets radioactifs. Alors que les centrales nucléaires étaient commercialement mises en place, les activités de R&D étaient de plus en plus réalisées ou soutenues financièrement par des industriels du secteur nucléaire, y compris les exploitants des centrales électriques. La majeure partie de ce travail visait une augmentation de l'efficacité et des performances des centrales nucléaires existantes, et notamment l'amélioration du comportement du combustible nucléaire.

Alors que s'est évanouie la perspective immédiate d'une expansion accrue de la capacité nucléaire, les gouvernements et l'industrie ont revu à la baisse leurs programmes de R&D, en fermant des installations et en réduisant le nombre de scientifiques et d'ingénieurs employés dans les activités de R&D nucléaire. Ainsi, de nombreux gouvernements ne considèrent plus qu'ils devraient décider quelles technologies de génération d'énergie devraient être développées et déployées. Dans le même temps, les opérateurs énergétiques voient leurs inquiétudes grandir en raison des pressions financières à court terme.

En conséquence, au cours des dernières années une tendance constante des pays membres de l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN), visant à réduire les activités de R&D ainsi que les financements liés au nucléaire, s'est fait jour. Nombreux sont ceux qui partagent cette inquiétude croissante au sein de la communauté nucléaire internationale, y compris l'AEN elle-même. En effet, la continuité des programmes de R&D nucléaire est essentielle afin de maintenir la sûreté et le fonctionnement optimal de plus de 430 centrales nucléaires existantes et installations de cycle de combustible associées, et soutenir les activités connexes telles que la gestion des déchets nucléaires.

Le programme développement des systèmes hybrides dans le cadre de la séparation et la transmutation (P&T) des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue en constitue un exemple. Cette technologie a le potentiel de réduire de manière significative les quantités de déchets radioactifs nécessitant un stockage en formation géologique profonde, et est actuellement le centre d'attention de plusieurs programmes de R&D en Europe, aux Etats-Unis et au Japon.

La perte d'installations de R&D et de savoir-faire dans le domaine du nucléaire pourrait également avoir de graves incidences pour l'avenir de l'énergie nucléaire à plus long terme. À l'échelle mondiale, on constate une demande croissante d'énergie. Si des approvisionnements adéquats en énergie doivent être mis à la disposition d'une part croissante de la population mondiale au cours des décennies à venir, la production d'énergie devra donc augmenter fortement. Dans le même temps, il y a nécessité de réduire l'utilisation des combustibles fossiles, afin de limiter les émissions de gaz à effet de serre.

Dans ce contexte, et parallèlement aux autres sources d'énergie non fossile, l'énergie nucléaire a la possibilité de jouer, à l'avenir, un rôle essentiel pour atteindre un développement durable. Néanmoins, laisser ouverte l'option du nucléaire nécessitera des efforts considérables en termes de R&D afin de garantir l'émergence de nouveaux systèmes innovants d'énergie nucléaire en temps utile. Un grand nombre de programmes en cours destinés à concevoir et développer des réacteurs avancés et des cycles de combustible, existent déjà. Ils sont largement menés dans le contexte de cadres de coopération internationale tels que le Forum International de Génération IV (GIF).

Pour que l'énergie nucléaire réalise tout son potentiel, l'identification des futurs besoins de R&D nucléaire ainsi que l'assurance que le savoir-faire et les ressources adéquats sont disponibles pour les satisfaire sont absolument essentielles. De plus, afin d'optimiser les programmes de R&D en évitant une duplication des efforts et en améliorant l'efficacité de l'utilisation des ressources limitées, la coopération et la coordination internationales jouent un rôle majeur. Encourager et faciliter cette coopération internationale constitue une part importante du rôle de l'AEN.

Afin d'analyser ces questions, un atelier sur les besoins de R&D pour les systèmes nucléaires actuels et futurs a été organisé par le Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'AEN, en étroite coopération avec le Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN). L'atelier s'est tenu à Paris du 6 au 8 novembre 2002, et a accueilli 33 participants venus de 11 pays et 3 organisations internationales. En tout, 15 communications ont été présentées. La présente publication comprend l'ensemble des sujets débattus par l'atelier.

Au sein du CSN, on a estimé que des mesures devaient être prises afin de créer une plate-forme de discussion internationale sur les besoins de R&D des systèmes nucléaires actuels et futurs. Il a été reconnu qu'en terme d'énergie nucléaire, chaque pays pouvait avoir une stratégie différente et par conséquent un point de vue spécifique sur les besoins de R&D, et le CSN ne cherchait pas à exclure la poursuite des programmes de R&D nationaux. En fait, l'objectif était plutôt de lancer le processus de création d'un « catalogue » des besoins de R&D. Cela devrait aider l'AEN, ainsi que chacun de ses pays membres, à définir les futurs « portefeuilles de R&D », afin de limiter la duplication des efforts et de favoriser d'autre part la collaboration internationale.

Avant qu'un tel catalogue puisse être créé, il est nécessaire que des inventaires soient effectués sur la R&D qui a été réalisée et celle qui est en cours. Ce n'est qu'après l'achèvement de ces deux étapes que les futurs besoins de R&D pourront être évalués avec précision. C'est en ayant cela à l'esprit que le comité organisateur a structuré le programme de l'atelier.

La section suivante comprend les rapports de la première session de l'atelier, et donne une vue d'ensemble des activités de R&D nucléaire passées et actuelles auxquelles a participé l'AEN. Des rapports spécifiques couvrent les activités relatives à la séparation et transmutation des déchets, aux données nucléaires, au comportement du combustible, à la sûreté-criticité, au recyclage du plutonium et aux cycles de combustible innovants associés, et à la physique des réacteurs et à la protection contre les rayonnements. Ces rapports présentent les travaux réalisés ainsi que le statut actuel des programmes de R&D, et plus particulièrement les projets impliquant une coopération internationale soutenue par le CSN. Certains rapports concernent également les activités du CSIN et du NDC.

L'atelier a ensuite consacré deux sessions aux besoins en R&D des nouveaux systèmes nucléaires. Les rapports de ces sessions présentent ainsi plusieurs programmes nationaux et internationaux de R&D nucléaire et des projets de coopération. La majeure partie de ceux-ci concerne le développement de systèmes d'énergie nucléaire innovants et avancés, ou de systèmes hybrides pour la séparation et transmutation.

Après les présentations, les participants de l'atelier se sont divisés en trois groupes de discussion afin de suggérer des conclusions et recommandations. Ces groupes se sont respectivement concentrés sur les sujets des données nucléaires, de la physique des réacteurs et du comportement des systèmes, et sur les combustibles, matériaux, caloporteurs, et enfin la chimie. Une synthèse des principales recommandations avancées par les trois groupes de discussions est présentée en dernière section.

ACTIVITÉS DE R&D NUCLÉAIRES PASSÉES ET PRÉSENTES

Chapitre 2

SÉPARATION ET TRANSMUTATION

2.1 Contexte général

Une première série d'études sur la faisabilité de la séparation et de la transmutation et son rôle possible dans la gestion des flux de déchets nucléaires a été conduite dans les années 70, principalement en Europe. Ces études étaient globalement sceptiques quant à l'existence d'avantages en termes de coût, de sûreté ou autres pour le développement de cette technologie. La séparation et la transmutation ont connu un regain d'intérêt dans les années 80, suite aux préoccupations croissantes de l'opinion publique quant à la sûreté à long terme des stockages en profondeur des déchets de haute activité. Les difficultés de commercialisation des réacteurs à neutrons rapides conventionnels de grande puissance et les progrès réalisés dans le développement d'accélérateurs de puissance élevée ont ravivé l'intérêt pour les technologies de la transmutation en général et les technologies reposant sur des accélérateurs en particulier. Il faut noter que, pour l'instant, la séparation et la transmutation ne sont pas considérées comme une alternative aux politiques conventionnelles de gestion des déchets, mais comme un complément susceptible de contribuer à réduire la quantité de déchets de haute activité en attente de stockage géologique.

En réponse à ce regain d'intérêt pour la séparation et la transmutation, certains pays membres de l'AEN ont lancé des programmes de R&D tels qu'OMEGA au Japon et SPIN en France. En conséquence, des "feuilles de route" ont été développées pour la description des technologies de séparation et de transmutation reposant sur des accélérateurs, comme la *US Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste Technology*, et la *European Roadmap for Developing Accelerator-driven Systems for Nuclear Waste Incineration*. En 1989, l'AEN a fait écho à ces initiatives en lançant un programme à long terme sur la séparation et la transmutation. Les activités de ce programme couvrent un large spectre de sujets dans les domaines de la science, de la stratégie et du développement nucléaire. Elles sont menées sous l'égide du Comité des sciences nucléaires (CSN) et du NDC de l'AEN, qui ont mis en place une coopération étroite sur la séparation et la transmutation.

Ce chapitre présente les activités passées et présentes de l'AEN en matière de séparation et de transmutation, avec un accent mis sur les activités liées aux sciences nucléaires. Dans ce contexte, il n'est pas inutile de rappeler que l'AEN travaillait déjà sur la séparation et la transmutation avant la création du CSN en 1991. Ainsi, entre 1988 et 1990, l'ancien Comité de physique des réacteurs de l'AEN a, à plusieurs reprises, abordé ce thème lors de sessions techniques spéciales intitulées *Engineering and Physics Aspects of Transuranium Burning by Reactors and Accelerators*. En tout, 16 rapports techniques ont été spécialement préparés pour ces discussions (cf. archives NEACRP/L-314, NEACRP/L-318, NEA/NEACRP/R(91)1).

2.2 Premières activités relatives aux données nucléaires et à la physique des cibles de spallation

En raison de l'intérêt spécifique porté, à l'époque, aux concepts de transmutation reposant sur les accélérateurs, les premières discussions du CSN ont principalement tourné autour de ces concepts. En particulier, la prédiction des réactions à haute énergie dans la cible, le transport de neutrons dans la cible,

et l'intensité et la distribution angulaire des neutrons émergeant de la cible ont été abordés, c'est-à-dire des sujets de physique que l'on rencontre peu souvent en physique des réacteurs traditionnelle. Dans ce contexte, différents benchmarks pour la comparaison des modèles utilisés dans les codes de transport à haute énergie et sur les caractéristiques intégrales des cibles ont été proposés et réalisés.

2.2.1 Comparaison de codes pour le calcul de données nucléaires intermédiaires

En 1991, le CSN a lancé un exercice international de comparaison de codes sur le calcul des données nucléaires intermédiaire pour les applications de transmutation à l'aide de systèmes hybrides. Une première série de benchmarks visait à évaluer les capacités prédictives des codes informatiques utilisés pour le calcul des données intermédiaires sur les particules chargées en énergie. Les sections efficaces différentielles ainsi que les rendements neutroniques et les distributions massiques des produits de spallation ont été étudiés. Les résultats obtenus ont été confrontés aux données expérimentales. Les activités de benchmark ultérieures se sont concentrées sur les cibles épaisses et les rendements d'activation.

Voici un échantillon des documents publiés à cette occasion :

- *International Code Comparison for Intermediate Energy Nuclear Data* (1994).
- *Proceedings of the Specialists Meeting on Intermediate Energy Nuclear Data* (1994).
- *Intermediate Energy Thick Target Yield Benchmark* (1996).
- *International Codes and Model Intercomparison for Intermediate Energy Activation Yields* (1997).
- *Proceedings of a Specialists Meeting on Nucleon-nucleus Optical Model Up to 200 MeV* (1997).

2.2.2 Compilation et évaluation des données nucléaires

Au cours de la même période, la Banque de données de l'AEN, avec le soutien scientifique des Pays-Bas et l'apport financier volontaire du Japon, s'est lancée dans la création d'une bibliothèque spécialisée dans les données intermédiaires sur l'énergie nucléaire. Ce travail a ensuite été poursuivi avec l'aide d'un sous-groupe spécial du Groupe de travail sur la coopération internationale dans l'évaluation (WPEC) du CSN. La validation de sections efficaces des actinides de rang élevé et des produits de fission dans la perspective des applications de la transmutation en réacteur a également été réalisée dans le cadre du projet *Western European Joint Evaluated Fission File* (JEF-2).

Voici un échantillon des documents publiés à cette occasion :

- *Review of Fission Product Yields and Delayed Neutron Data for the Actinides ^{237}Np , ^{242}Pu , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{243}Am , ^{243}Cm and ^{245}Cm* , Rapport AEN/P&T N° 1 (1990).
- *Review of High Energy Data and Model Codes for Accelerator-based Transmutation*, Rapport AEN/P&T N° 4 (1992).
- *Requirements for an Evaluated Nuclear Data File for Accelerator-based Transmutation*, Rapport AEN/P&T N° 6 (1993).

- *Results of an International Code Intercomparison for Fission Cross-section Calculations*, Rapport AEN/P&T N° 8 (1994).
- *International Nuclear Data Evaluation Co-operation: Vol. 14 – Processing and Validation of Intermediate Energy Evaluated Data Files* (2000).

2.3 Groupe de travail sur la physique de différents concepts de la transmutation

En 1992, le CSN a mis sur pieds un groupe d'experts appelé Groupe de travail sur les aspects de physique de différents concepts de la transmutation. Ce groupe d'experts avait notamment pour mission de faire l'inventaire des questions scientifiques fondamentales posées par les concepts de la transmutation proposés à cette époque, ainsi que d'identifier les problèmes spécifiques nécessitant une attention particulière et d'analyser les divergences et incertitudes associées.

Le principal fruit de cette activité a été un rapport intitulé *Overview of Physics Aspect of Different Transmutation Concepts*, publié en 1994. Ce document décrit et examine plus de 20 concepts différents de la transmutation et fait des recommandations quant aux actions de suivi à entreprendre. Alors que la comparaison entre les systèmes a été compliquée par les incohérences dans les méthodes d'analyse employées par les promoteurs de chaque concept, les calculs de benchmark analytiques ont été jugés particulièrement utiles pour améliorer la compréhension des phénomènes physiques fondamentaux et pour fournir une base en vue d'analyses des systèmes plus systématiques dans le futur.

2.3.1 Benchmark sur les aspects de physique des concepts de la transmutation

En 1994, le Groupe de travail sur les aspects de physique de différents concepts de la transmutation a lancé un benchmark intégral des systèmes qui visait à étudier la physique des systèmes de transmutation couplés impliquant le retraitement du combustible épuisé des REP et la réutilisation ultérieure de ce combustible dans différents systèmes de transmutation, c'est-à-dire en réacteur rapide ou en système hybride. Conformément à cet objectif, l'exercice global a consisté en trois exercices de benchmark couplés (un pour chaque concept de réacteur). Les paramètres à comparer comprenaient les caractéristiques de physique du cœur et l'activité des actinides individuels dans le combustible irradié. Sur les 15 solutions mises en oeuvre, seules trois concernaient le système hybride.

Les résultats du benchmark des REP se sont révélés conformes aux fourchettes d'incertitudes évaluées par le Groupe de travail sur le recyclage du plutonium (WPPR) pour le recyclage multiple du plutonium. Un bon accord général a également été obtenu quant à la prédiction des caractéristiques du cœur alimenté en actinides mineurs dans le benchmark des réacteurs rapides. Pour les systèmes hybrides, les résultats des calculs haute énergie (nombre de neutrons de la source par proton, distribution axiale de ces neutrons dans la cible, etc.) concordaient, mais d'importants écarts ont été observés entre les résultats des calculs du transport neutronique en-deça de 20 MeV, c'est-à-dire pour le facteur de multiplication effectif, et les caractéristiques de perte de réactivité au cours du cycle du système sous-critique.

Les résultats du benchmark ont été publiés en 2000 dans un rapport intitulé *Calculations of Different Transmutation Concepts: An International Benchmark Exercise*.

2.3.2 Benchmark sur les incinérateurs d'actinides mineurs

Constatant les écarts significatifs observés dans le volet des systèmes hybrides du benchmark sur les aspects de physique des concepts de transmutation, le CSN a décidé de lancer en 1999, à titre de

suivi, un benchmark sur les incinérateurs d'actinides mineurs. Le nouveau modèle de benchmark avait pour sujet d'étude un système sous-critique refroidi par un mélange plomb-bismuth avec un cœur de conception similaire à celle d'un réacteur à métal liquide avancé (ALMR). Deux compositions du combustible typiques pour le démarrage et le cœur d'équilibre d'un incinérateur d'actinides mineurs dans une stratégie du cycle du combustible à double strate ont été utilisées.

L'analyse des solutions apportées par sept organisations différentes a encore une fois révélé des écarts significatifs sur les paramètres de fonctionnement du réacteur, sur les paramètres de sûreté ainsi que dans les distributions du flux de neutrons. Bien que les caractéristiques en énergie et en espace de la source de neutrons de spallation ait été prédéfinie, d'importants écarts sont également apparus dans l'estimation du nombre total de neutrons de la source externe par mégawatt de puissance généré dans le système multiplicateur.

Les conclusions les plus importantes de l'étude ont été les suivantes :

- Les futurs exercices de benchmark doivent avoir pour objectif principal la validation des données nucléaires de base des actinides transuraniens et des schémas de calcul de traitement des données au niveau des calculs de cellule du combustible.
- Dans ce contexte, des mesures du taux de réaction intégral sur des petits échantillons d'actinides mineurs étaient nécessaires.
- Lors des simulations d'incinération, une attention particulière doit être accordée au calcul de la puissance thermique dans le système, aux chaînes d'incinération des actinides, au traitement des produits de fission et aux choix des paramètres relatifs aux approximations numériques. Il est à noter que la plupart des problèmes liés à la combustion étaient généraux, c'est-à-dire qu'ils ne concernaient pas des aspects spécifiques de l'incinérateur d'actinides mineurs.

Pour résumer, les conclusions des exercices de benchmark ont indiqué que l'état global des données nucléaires et des outils de calcul pour l'analyse des incinérateurs d'actinides mineurs hybrides était satisfaisant pour les calculs d'investigation mais pas pour des calcul de projet détaillé. Les résultats du benchmark ont été publiés en 2002 sous le titre *Comparison Calculations for an Accelerator-driven Minor Actinide Burner*.

2.4 Utilisation et fiabilité des accélérateurs à puissance élevée

Le système hybride associe un accélérateur de particules à un cœur de réacteur sous-critique. La plupart des systèmes utilisent des accélérateurs de protons, linéaires ou de type cyclotron, qui délivrent des faisceaux d'onde entretenue avec une énergie d'environ 1 GeV. Les accélérateurs à puissance élevée sont en constante évolution, et la construction de machines ayant le rendement électrique et la puissance de faisceau requises semble aujourd'hui réalisable. Cependant, pour que ces machines puissent être utilisées dans des systèmes de séparation et de transmutation, il faudra résoudre le problème des pertes de faisceau, dont le rayonnement peut endommager les composants de l'accélérateur, et de la fréquence des instabilités de faisceau, qui soumettent les structures du réacteur à des températures élevées et à une importante contrainte mécanique.

Pour traiter ces questions, le CSN a décidé d'organiser un atelier en 1998 à Tokai Mura, au Japon. La réunion a rassemblé des spécialistes des accélérateurs et des physiciens dans le but de faire ressortir les problèmes en présence et d'étudier en quoi le CSN pouvait y remédier. À l'issue de la réunion, il a été décidé de mettre en place une coopération internationale forte pour l'amélioration des concepts respectifs et la réalisation des travaux de R&D nécessaires.

Ces différentes questions et concepts ont été approfondis lors des ateliers de suivi qui se sont tenus en 1999 et 2002 à Aix-en-Provence en France et à Santa Fe aux États-Unis, respectivement. À Aix-en-Provence, les discussions se sont concentrées sur les conditions requises pour garantir la fiabilité de l'accélérateur et sur les travaux de R&D nécessaires pour y parvenir, ainsi que sur l'impact des instabilités/fluctuations de faisceau sur la cible et le réacteur sous-critique, y compris les analyses systémiques. Il a été déterminé qu'il y avait un potentiel considérable à exploiter pour réduire le taux de fréquence de perte du faisceau de l'accélérateur afin d'atteindre le même niveau de disponibilité que celui des installations existantes.

Les conclusions des deux premiers ateliers ont été respectivement publiées en 1999 et 2001 sous le titre *Utilisation and Reliability of High-power Proton Accelerators*.

2.5 Chimie du cycle du combustible

Dès sa première réunion en 1991, le CSN a reconnu l'importance de la chimie du cycle du combustible et a évoqué les domaines dans lesquels il serait approprié d'intervenir. Un groupe de travail a été créé afin d'identifier les éléments nécessitant une action immédiate. L'intérêt pour ce sujet a augmenté lorsqu'il est devenu évident que la faisabilité de la séparation et de la transmutation était étroitement liée aux questions du retraitement du combustible, en particulier la capacité à séparer les actinides et les produits de fission avec un taux de récupération très élevé.

2.5.1 Groupe de travail sur la chimie de la séparation des actinides

En 1993, le CSN a créé le Groupe de travail sur la chimie de la séparation des actinides, chargé d'examiner les problèmes scientifiques inhérents à la chimie de la séparation et de formuler des recommandations en termes de recherche. Dans ce but, le groupe de travail a préparé un rapport qui passait en revue les données de base disponibles sur la chimie des actinides, les données supplémentaires nécessaires et les types de déchets d'actinides. Il s'est également penché sur les divers procédés de séparation hydrométallurgique et pyrochimique, dont les nouveaux procédés tels que TRUEX, TALSPEAK, DIDPA, DIAMEX et TRPO, spécialement dédiés à la séparation des actinides mineurs dans les systèmes de séparation et de transmutation. En outre, le rapport a identifié les besoins prioritaires en termes de développement supplémentaire pour la séparation, et a présenté les recommandations correspondantes, étalées sur une période de 25 ans.

Le rapport a été publié en 1997 sous le titre *Actinide Separation Chemistry in Nuclear Waste Streams and Materials*.

2.5.2 Ateliers sur la séparation chimique et la technologie de la spéciation

En complément du rapport précité, les stratégies de séparation des nucléides à vie longue contenus dans les déchets nucléaires ont été examinées lors d'un atelier organisé en 1997 à Marcoule, en France. Les recommandations faites à l'issue de cet atelier plaidaient en faveur d'ateliers de suivi dédiés à l'application des rayons X à la chimie des radio-isotopes et à l'évaluation de la technologie de la spéciation. En réponse à ces propositions, en 1998, l'AEN et la Commission européenne ont parrainé conjointement l'Atelier sur les techniques et installations de caractérisation des substances radioactives dans les sources de lumière des synchrotrons à Grenoble en France. En 1999, l'AEN a organisé un Atelier sur l'évaluation de la technologie de spéciation à Tokai-mura au Japon. L'atelier de Grenoble, le premier d'une série de rencontres du même thème, a été organisé par le Centre de recherche Rossendorf en Allemagne et animé par la European Synchrotron Radiation Facility (ESRF). Deux ans plus tard, l'AEN a également co-parrainé le deuxième atelier de la série et en a publié les conclusions.

L'atelier de Tokai-mura visait à aborder et évaluer, dans différents domaines, les avantages, les inconvénients et les limites de différentes méthodes pour la spéciation des éléments d'actinides et de produits de fission dans le retraitement nucléaire et les déchets, et à identifier la R&D nécessaire pour améliorer les méthodes de spéciation existantes et en développer de nouvelles. La réunion a débouché sur la rédaction d'un rapport qui va aider les chercheurs à choisir les techniques les plus efficaces. Voici quelques uns des documents produits :

- *Proceedings of the Workshop on Long-lived Radionuclide Chemistry in Nuclear Waste Treatment* (1998).
- *Proceedings of the Workshop on Evaluation of Speciation Technology* (2001).
- *Proceedings of the Workshop on Speciation, Techniques and Facilities for Radioactive Materials at Synchrotron Light Sources* (1999, 2001).

2.5.3 Pyrochimie

Un atelier sur la séparation pyrochimique, organisé conjointement par l'AEN et la Commission européenne avec l'aide de CEA-VALRHO, s'est tenu à Villeneuve-les-Avignon en France en mars 2000. Cet atelier a passé en revue les programmes de R&D nationaux et internationaux sur la séparation pyrochimique, les exigences du retraitement pyrochimique dans les futurs cycles du combustible, et les récents progrès réalisés dans les domaines des données de base, des résultats expérimentaux et de la simulation et de la conception des procédés. Afin de fournir une base scientifique commune sur la séparation pyrochimique et promouvoir une coopération internationale efficace, la création d'un groupe de travail et l'élaboration d'un rapport sur l'état de la technique ont été recommandés. Les résultats de l'atelier ont été publiés en 2001.

Prenant acte de ces recommandations, le CSN a créé le Groupe de travail sur la pyrochimie et l'a doté d'un large mandat non limité aux applications de séparation et de transmutation. Le groupe de travail s'est réuni au siège de l'AEN en octobre 2000, en mai 2001 et en septembre 2001, et a préparé un rapport final faisant la synthèse de ses conclusions quant à l'état de la technique et la R&D nécessaire. Le volet séparation et transmutation du mandat de ce groupe de travail a par la suite été intégré au mandat du Sous-groupe sur la séparation chimique d'un nouveau Groupe de travail sur les questions scientifiques posées par la séparation et la transmutation (voir ci-après). Le nouveau sous-groupe traite également les procédés en milieu aqueux et, à ce titre, a un champ d'action plus large.

2.6 Groupe de travail sur les questions scientifiques posées par la séparation et la transmutation

Afin d'améliorer la coordination du nombre croissant de projets et de groupes de travail du CSN dans le domaine de la séparation et de la transmutation, le comité a créé un Groupe de travail sur les questions scientifiques posées par la séparation et la transmutation (WPPT) en 2000. Le champ d'action du WPPT couvre quatre disciplines :

- Utilisation et fiabilité de l'accélérateur.
- Séparation chimique.
- Combustibles et matériaux.
- Physique et sûreté.

Le groupe de travail a pour objectifs généraux de faire bénéficier les pays membres de l'AEN d'informations à jour sur la faisabilité et les progrès de la séparation et la transmutation, de conseiller la communauté de la séparation et de la transmutation quant au travail de R&D requis, de faire le lien avec d'autres groupes de l'AEN et les conseiller, d'organiser les Réunions d'échange d'informations sur la séparation et la transmutation bisannuelles (cf. section 2.8) et de publier un rapport final sur l'état de la technique en 2004.

Jusqu'à mi-2002, le WPPT a tenu quatre assemblées générales lors desquelles les activités et projets de séparation et de transmutation en cours ont été abordés et un programme de travail a été défini. Concernant les scénarios de séparation et transmutation, l'état de la technique et les besoins en termes de R&D, les conclusions du rapport du NDC intitulé *Accelerator-driven Systems and Fast Reactors in Advanced Nuclear Fuel Cycles: A Comparative Study* (publié en mai 2002) ont apporté des données très utiles aux débats. S'agissant des méthodes de travail utilisées, le WPPT a décidé que les différents sujets techniques devaient être traités par des groupes d'experts séparés, et a par conséquent créé quatre sous-groupes WPPT, un pour chacune des disciplines susmentionnées.

2.6.1 Sous-groupe sur l'utilisation et la fiabilité de l'accélérateur

Le champ d'action et le programme du Sous-groupe sur l'utilisation de l'accélérateur du WPPT incluent :

- Évaluation du potentiel et de la performance des accélérateurs, des cibles de spallation et des fenêtres d'entrée de faisceau en tant que composants des systèmes de transmutation hybrides.
- Évaluation et classement des problèmes potentiels posés par ces composants en termes de performance, de fiabilité et de sûreté du système.
- Organisation des ateliers nécessaires, notamment les ateliers généraux sur l'utilisation et la fiabilité des accélérateurs à puissance élevée.
- Préparation d'une liste des questions demandant une attention particulière, classées par ordre de priorité.

Concernant les cibles de spallation, l'une des sources de préoccupation est la dégradation de la fenêtre d'entrée de faisceau sous les effets conjugués des charges thermomécaniques, du rayonnement des particules à haute énergie, et du phénomène de corrosion. La radiotoxicité des produits de spallation est un autre problème à régler. L'évaluation de la performance du système dans sa totalité nécessitera une étroite coopération avec les autres sous-groupes, en particulier le sous-groupe sur la physique et la sûreté.

Le sous-groupe a tenu sa première réunion en novembre 2001 et une seconde assemblée en mai 2002. Le sous-groupe rendra un rapport final au WPPT en 2004. Ce rapport contiendra des informations sur l'état d'avancement technologique des cibles et accélérateurs proposés, les données disponibles en faveur d'une application de l'accélérateur, les travaux de R&D en cours, les manques de connaissances auxquels il faut remédier, les travaux de R&D nécessaires pour combler ces lacunes et la coopération internationale.

2.6.2 Sous-groupe sur la séparation chimique

Le sous-groupe sur la séparation chimique du WPPT comprend des membres de l'ancien Groupe de travail sur la pyrochimie du CSN, ainsi que des spécialistes des procédés de séparation en milieu

aqueux. Le travail du sous-groupe est centré sur les procédés de séparation correspondant aux scénarios de séparation et transmutation en cours de discussion impliquant une large gamme de types de combustibles, dont les combustibles oxydes (oxyde d'uranium, oxyde d'uranium-plutonium mixte, matrices inertes), le combustible nitrure fertile et non-fertile, les composites (cermet, cerceur), le combustible à base d'alliage métallique fertile et non-fertile, le combustible à base de particules de graphite enrobées TRISO, et le combustible à sels fondus à base d'uranium et/ou de thorium.

Pour chaque scénario, le sous-groupe va évaluer la faisabilité technique et la maturité technologique des procédés de séparation requis, développer des bilans massiques des flux de matières spécifiques, et procéder à des analyses de décisions sur des questions techniques. Les recherches, les développements et arguments nécessaires pour amener les technologies souhaitées jusqu'à un stade permettant un déploiement seront identifiés, et les efforts de collaboration internationale appropriés seront recommandés.

Le sous-groupe s'est réuni en septembre 2001 à l'occasion de la troisième réunion du Groupe de travail sur la pyrochimie et, lors de sa première réunion, a convenu des procédés de séparation à couvrir. Le sous-groupe organisera un séminaire commun avec le sous-groupe sur les combustibles et les substances en 2003 et prévoit de remettre son rapport final au WPPT en 2004.

2.6.3 Sous-groupe sur les combustibles et les matériaux

Le travail du sous-groupe sur les combustibles et les matériaux du WPPT se résume à l'évaluation de la performance des combustibles et matériaux pour les différents scénarios de séparation et transmutation. Le sous-groupe s'intéresse en particulier aux propriétés fondamentales du combustible, aux critères de sélection du combustible, aux questions liées à la fabrication et au comportement du combustible, aux questions de compatibilité gainage-caloporteur, et aux questions relatives au produit de fission à vie longue. L'un des objectifs généraux est de fournir des informations sur l'état de la technique des technologies respectives, sur la disponibilité des données pertinentes, et sur les travaux de R&D nécessaires pour combler les lacunes dans les bases de données.

Le programme de travail comprend une revue préliminaire des études pertinentes au moyen d'un questionnaire, et un rapport final revu par des pairs à livrer vers le milieu de l'année 2004 qui inclura des informations sur :

- Les propriétés thermophysiques et thermochimiques fondamentales des composés et alliages d'actinides pertinents.
- Les critères de sélection du combustible pour des scénarios de séparation et transmutation spécifiques (REL-RNR et scénarios à double strate).
- La fabrication du combustible (effets du rayonnement et de la chaleur, questions de la thermochimie et du retraitement).
- Le comportement du combustible (problèmes non rencontrés chez les combustibles U-Pu normaux, y compris les incertitudes).
- Les problèmes avec le matériau du gainage et de l'assemblage combustible (compatibilité avec le plomb/plomb-bismuth, effets du rayonnement à haute énergie dans les systèmes hybrides).

- Les produits de fission à vie longue.
- Les travaux de R&D en cours et la coopération internationale.

Le sous-groupe s'est réuni pour la première fois en avril 2002 et a désigné les principaux auteurs et réviseurs du rapport final. En 2003, il tiendra un séminaire commun avec le sous-groupe sur la séparation chimique.

2.6.4 Sous-groupe sur la physique et la sûreté

La mission du sous-groupe sur la physique et la sûreté du WPPT comprend l'organisation de benchmarks analytiques et basés sur des données expérimentales pour les systèmes de transmutation ainsi que l'évaluation des conséquences des instabilités de faisceau dans les systèmes hybrides, les études de sensibilité et les études de sûreté liées à la physique pour les systèmes de séparation et transmutation. Les domaines d'intervention et principaux objectifs correspondants sont :

- *Physique des réacteurs* – analyses de la performance du système (caractéristiques du cœur, efficacité de la transmutation, etc.).
- *Sûreté* – évaluation des approches de sûreté (lignes de défense, défense en profondeur), analyses de la fiabilité et de la sûreté des transitoires (y compris les problèmes d'instabilité du faisceau).
- *Contrôle du réacteur* – évaluation des options de contrôle du réacteur (y compris l'optimisation du niveau de sous-criticité).

Les configurations homogènes et hétérogènes pour la transmutation des transuraniens, des actinides mineurs et des produits de fission sont prises en compte. Par ailleurs, le sous-groupe participe à un benchmark sur les systèmes hybrides basé sur des données expérimentales et réalisé dans le cadre du programme MUSE à Cadarache, et va lancer sous peu un benchmark sur les instabilités de faisceau.

Lors de sa première réunion en avril 2002, le sous-groupe a convenu des détails de son programme de travail ainsi que du calendrier de celui-ci. Il organisera des ateliers visant à favoriser l'échange d'informations et rédigera un rapport sur l'état de la technique. Ultérieurement, son champ d'action pourrait être élargi afin d'inclure les études de scénario similaires à celles réalisées par le NDC susmentionné.

2.7 Autres activités du CSN relatives à la séparation et la transmutation

2.7.1 Réacteurs avancés à combustibles innovants

Dans le prolongement des récentes initiatives visant à développer de nouveaux types de réacteurs conformes aux exigences du vingt-et-unième siècle, une série d'ateliers sur les réacteurs avancés à combustibles innovants (ARWIF) a été lancée. Ces ateliers portent sur le comportement du cœur (physique des réacteurs et thermohydraulique) et la technologie des réacteurs avancés utilisant différents types de combustibles innovants, tels que les combustibles oxydes U-Pu avancés, les combustibles exempts d'uranium (matrices inertes), et les combustibles non oxydes, y compris les combustibles à base de sels fondus. Même si les ateliers sont organisés sous l'égide du Groupe de travail sur le recyclage du plutonium, leur champ est bien plus large que celui du WPPR, et inclut spécifiquement le recyclage homogène et hétérogène des actinides mineurs.

Le premier atelier ARWIF, animé en octobre 1998 par l'Institut Paul Scherrer de Villigen en Suisse, s'est intéressé aux réacteurs refroidis à l'eau et aux réacteurs rapides ainsi qu'aux systèmes hybrides avec spectres neutroniques rapides et thermiques. Cet atelier avait pour objectifs spécifiques l'échange d'informations sur les activités de R&D, l'identification des domaines pour lesquels la coopération internationale pourrait être renforcée, et la définition des rôles à jouer par les installations expérimentales existantes, ainsi que les besoins éventuels de nouvelles installations. Pour l'atelier ARWIF-2001, animé par British Nuclear Fuels à Chester, Royaume-Uni, le programme a été étendu pour inclure les réacteurs haute température refroidis au gaz. Lors du débat d'experts qui a clos cet atelier, une question spécifique a été posée concernant les stratégies de transmutation et, en particulier, la séparation et l'incinération du curium.

Les conclusions des ateliers ARWIF qui se sont tenus à Villigen et Chester ont été publiées en 1999 et 2002, respectivement. Un troisième atelier de la série sera organisé en 2004.

2.7.2 Protection des accélérateurs, des cibles et des installations d'irradiation

Une série de réunions d'experts sur la protection des accélérateurs, des cibles et des installations d'irradiation (SATIF) a été organisée conjointement par l'AEN, le Groupe de travail sur la protection du Comité japonais de physique des réacteurs et le Radiation Safety Information Computation Center (RSICC) d'Oak Ridge, aux Etats-Unis. Les réunions SATIF ont pour but la promotion d'expériences visant à améliorer la connaissance des rendements neutroniques des cibles minces et épaisses et la modélisation de la protection contre les rayonnements, y compris du point de vue des codes informatiques et des données nucléaires. Ces travaux impliquent la compilation de données examinées par des pairs sur les expériences de protection contre les rayonnements (la base de données SINBAD). SINBAD sert à la validation de modèles et données nucléaires utilisés dans les codes informatiques. La base de données contient actuellement les données de 50 expériences dans lesquelles un accent particulier a été placé sur la dosimétrie des cuves sous pression. Cependant, seules 15 d'entre elles s'appliquent aux réacteurs avancés et aux installations avec accélérateur, et donc à la transmutation.

Les réunions SATIF sont devenues un forum idéal pour l'échange de points de vue et le partage des expériences dans le domaine de la protection contre les rayonnements appliqué aux accélérateurs, aux cibles et aux installations d'irradiation. En outre, elles ont permis de réaliser des progrès significatifs dans l'organisation d'exercices de benchmark, la compilation et l'échange de modèles nucléaires, codes informatiques, bibliothèques de données nucléaires et hadroniques, et le calcul de coefficients de conversion pour les besoins de la dosimétrie des rayonnements à haute énergie. Certains de ces travaux s'appliquent également aux systèmes de transmutation.

Les conclusions des réunions de spécialistes SATIF qui se sont tenues en 1994 à Arlington aux Etats-Unis, en 1995 au CERN en Suisse, en 1997 à Sendai au Japon, en 1998 à Knoxville aux Etats-Unis et en 2000 à Paris en France ont été publiées.

2.8 Activités menées sous l'égide du NDC de l'AEN

Dans le cadre du programme à long terme de l'AEN sur la séparation et la transmutation, et sous l'égide du NDC, l'AEN a lancé un programme d'échange d'informations, parrainé des réunions de spécialistes, recruté des experts afin de produire des rapports sur l'état de la technique et nommé des groupes d'experts afin de conduire des études de systèmes.

2.8.1 Programme d'échange d'informations, réunions de spécialistes, rapports sur l'état de la technique

Le Programme d'échange d'informations sur la séparation et la transmutation des actinides et des produits de fission a été constitué en 1989 à l'initiative du gouvernement du Japon. S'inspirant d'une présentation du programme japonais OMEGA lors d'une réunion spéciale à Paris, l'échange d'informations a commencé en couvrant un très large spectre allant de questions de science de base à des scénarios de séparation et transmutation complets. Les technologies de la transmutation utilisant des réacteurs, celles utilisant la spallation et celles, encore plus avancées, utilisant les accélérateurs, ont fait l'objet de discussions lors d'une première réunion d'échange d'informations organisée à Mito, au Japon, en 1990.

Deux autres réunions de spécialistes – l'une sur la technologie de la séparation et l'autre sur la transmutation par accélérateur – ont suivi, et il a été décidé d'organiser des réunions d'échange d'informations générales tous les deux ans. Entre 1990 et 2000, six réunions du genre se sont tenues, avec une participation croissante. La septième rencontre de la série s'est déroulée en Corée en octobre 2002.

Les deux réunions de spécialistes se sont tenues à Mito et à Villigen en 1991 et 1992, respectivement. La réunion de Villigen s'est concentrée sur les configurations des systèmes de transmutation par accélérateur, les problèmes de conception, notamment en rapport avec les interfaces accélérateur-cible et cible-réacteur, et les données nucléaires et méthodes, y compris les mesures et la validation. Des propositions d'expériences de benchmark sur les cibles ont également fait l'objet de discussions. Déjà, avant cette réunion, l'AEN avait engagé un consultant afin qu'il rédige un rapport sur l'état de la technique sur l'application de la technologie de spallation à la transmutation. Un autre consultant a été engagé afin de produire un rapport décrivant l'impact de la séparation et la transmutation sur la gestion des déchets.

Parmi les documents publiés, on trouve :

- *Information Exchange on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*, qui rassemble les conclusions des réunions d'échange d'informations de Mito, Japon (1990) ; Argonne National Laboratory, États-Unis (1992) ; Cadarache, France (1994) ; Mito, Japon (1996) ; Mol, Belgique (1998) ; et Madrid, Espagne (2000).
- *Proceedings of Specialists Meeting on Partitioning Technology*, Mito, Japon (1991).
- *Proceedings of Specialists Meeting on Accelerator-based Transmutation*, Villigen, Suisse (1992).
- *Survey of Codes Relevant to Design, Engineering and Simulation of Actinide Transmutation by Spallation* (comprenant une estimation du coût d'un accélérateur pour les problèmes liés à l'incinération et le risque de rayonnement), AEN/Rapport P&T N° 5 (1991).
- *Role and Influence of Partitioning and Transmutation on the Management of Nuclear Waste Streams*, AEN/Rapport P&T N° 3 (1992).

2.8.2 Études de systèmes de la séparation et la transmutation

Une première étude systémique de la séparation et de la transmutation, réalisée de 1996 à 1998, s'est intéressée aux progrès techniques réalisés dans la séparation d'actinides et de produits de fission

à vie longue, les options disponibles pour leur transmutation et les avantages pour la gestion des déchets. Des stratégies du cycle du combustible spécifiques couvrant le recyclage du plutonium et l'incinération complémentaire des actinides mineurs dans des systèmes dédiés ont été analysées. Cependant, l'étude n'a pas traité des stratégies de transmutation les plus efficaces dans des cycles du combustible totalement fermés, ni la technologie des systèmes hybrides et leur rôle spécifique dans les cycles en question.

Aidée par un financement volontaire du Japon, l'AEN a donc initié une seconde étude systémique de la séparation et de la transmutation abordant plus particulièrement la question des systèmes hybrides et des réacteurs rapides. Cette seconde étude complémentaire, menée de 1999 à 2002, visait à clarifier les rôles et mérites relatifs des systèmes à spectre rapide critiques et sous-critiques dans les cycles du combustible fermés, avec l'aide d'un ensemble de stratégies du cycle du combustible représentatives. Le rapport se divise en deux parties : une introduction générale qui traite des arguments en faveur des cycles du combustible fermés et du rôle des systèmes à spectre rapide dans ces cycles du combustible, résumant les principaux résultats de l'analyse comparative des stratégies du cycle du combustible ; et une partie technique, qui traite de la technologie des réacteurs et des cycles du combustible et de ses progrès, de la sûreté des systèmes hybrides, et des besoins de R&D. Le rapport comprend également une comparaison des coûts des différentes stratégies.

La seconde étude systémique de la séparation et la transmutation a confirmé que toutes les stratégies de transmutation impliquant des cycles du combustible totalement fermés peuvent, en principe, donner des réductions similaires du stock d'actinides et de la radiotoxicité à long terme des déchets de haute activité, et que les systèmes hybrides étaient particulièrement adaptés comme incinérateurs d'actinides mineurs dédiés dans une stratégie de cycle du combustible à double strate. L'étude a permis de déterminer que les stratégies impliquant l'usage d'un système hybride se traduisaient par un bénéfice économique global en brûlant le plus de plutonium possible dans les réacteurs conventionnels moins coûteux (la stratégie à double strate parvient à ce résultat en brûlant le plutonium dans des REL alimentés en combustible MOX et/ou des réacteurs rapides). Cependant, les stratégies d'incinération d'actinides entièrement basées sur des réacteurs rapides (critiques) apparaissent comme tout aussi intéressantes. Elles requièrent un investissement initial plus important dans les réacteurs rapides, mais dépendent moins de la nouvelle technologie des réacteurs et du cycle du combustible que la stratégie à double strate.

Concernant la R&D, l'étude concluait que l'accent devait être tout particulièrement mis sur :

- La R&D de base sur les combustibles avancés, les méthodes de retraitement, les matériaux de structure et les métaux liquides.
- La démonstration des combustibles avancés et leur pyrotraitement à l'échelle appropriée.
- La simulation du comportement des matériaux soumis à irradiation à température élevée.
- La clarification des avantages et inconvénients de différents fluides caloporteurs pour les systèmes à spectre rapide.
- Analyses de sûreté des systèmes hybrides.
- Études d'évaluation des performances des stockages géologiques pour un terme source représentatif de la séparation et la transmutation.

Le rapport rédigé à l'issue de la première étude systémique de la séparation et de la transmutation, *Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation: Status and Assessment Report*, a été publié en 1999. Le rapport de la seconde étude, *Accelerator-driven Systems and Fast Reactors in Advanced Nuclear Fuel Cycles: A Comparative Study*, a suivi en 2002.

Chapitre 3

DONNÉES NUCLÉAIRES

3.1 Introduction

Nécessaires à la conception, à l'évaluation de la sûreté et à l'exploitation des centrales nucléaires et des installations connexes de gestion des déchets, les données nucléaires servent aussi dans diverses techniques d'analyse, à la production de radio-isotopes et en médecine. Les études d'astrophysique exploitent également des données nucléaires, et certaines installations qui étaient auparavant utilisées pour des mesures liées à l'industrie nucléaire servent maintenant à réaliser des mesures dans ce domaine (par ex. à Karlsruhe, en Allemagne et dans l'accélérateur ORELA à Oak Ridge, aux États-Unis). Toutefois, ce rapport n'aborde que les données nucléaires nécessaires à l'industrie électronucléaire.

Dans les programmes actuels, l'accent est mis principalement sur les besoins en données liées à la gestion des déchets (actinides mineurs et produits de fission), à la conception de nouveaux modèles de réacteurs à fission [notamment les systèmes hybrides], et aux études portant sur la protection, l'activation et l'échauffement des matériaux dans les réacteurs à fusion. Le recyclage du Pu dans des réacteurs thermiques, les cycles utilisant un taux de combustion élevé, l'utilisation de caloporteurs différents et le cycle au thorium suscitent également de nouveaux besoins en données. Des travaux sont également poursuivis afin de réduire les incohérences de calcul pour les réacteurs thermiques existants. Il existe des projets par ailleurs de construction d'installations ADS expérimentales dont la conception a fait naître de nouvelles demandes auxquelles il est difficile de répondre avec les niveaux de financement actuels.

Les données d'interaction neutronique dans un domaine d'énergie compris entre 0,001 eV et 20 MeV, ainsi que les propriétés de rendement et de décroissance des isotopes radioactifs, sont actuellement d'un intérêt majeur pour les études sur les réacteurs à fission ou à fusion. Des données sont également nécessaires pour les réactions induites par les rayonnements alpha et gamma, et en particulier pour les réactions productrices de neutrons alpha-n, gamma-n et gamma-f, mais les exigences de précisions ne sont pas aussi strictes. Des données connexes, comme l'énergie produite et déposée, les facteurs d'accumulation, la production de gaz et les dommages induits par l'irradiation, sont également nécessaires.

De récentes études portant sur les ADS ont élargi le domaine d'énergie pour les données d'interaction neutronique au-delà de la traditionnelle limite supérieure de 20 MeV, et ont également fait apparaître des besoins en données sur les interactions de protons jusqu'à plusieurs centaines de MeV, et même dans la zone légèrement supérieure au GeV. De plus, des données allant jusqu'à environ 50 MeV sont nécessaires aux études conceptuelles sur les installations d'irradiation de matériaux, pour les matériaux utilisés dans les réacteurs de fusion, comme le projet international IFMIF (Installation internationale d'irradiation des matériaux destinés aux réacteurs de fusion).

Le travail visant à fournir les données nucléaires nécessaires à l'industrie électronucléaire peut être divisé en deux domaines :

- *Mesures de données « différentielles » ou microscopiques.* Le mot « différentielles » est utilisé pour établir une distinction entre les données de base et les mesures « intégrales » ou macroscopiques, dans lesquelles on obtient des valeurs moyennes de ces données. Les mesures intégrales peuvent représenter la moyenne des réactions induites par des neutrons présentant toute une gamme d'énergies, ou les caractéristiques neutroniques moyennes d'un mélange de matériaux. Les mesures différentielles portent sur les sections efficaces en fonction de l'énergie d'une particule incidente et de la multiplicité, de l'énergie et des distributions angulaires des particules secondaires. (Certains types de données intégrales peuvent être mesurés dans des installations de mesure différentielle.) Les données de décroissance radioactive et les rendements de produits de fission constituent également des mesures essentielles. Les données différentielles sont publiées sans restriction et largement mises à disposition. Pour les mesures à haute résolution des sections efficaces, depuis les énergies thermiques jusqu'à plusieurs MeV, des installations de type temps de vol à source blanche pulsée sont nécessaires. Pour toutes ces techniques, des échantillons des éléments ou des isotopes requis doivent être accessibles à un prix abordable. Les évaluateurs et les spécialistes de la théorie nucléaire considèrent que les mesures différentielles jouent encore un rôle essentiel.
- *Mesures des données intégrales.* Elles peuvent être effectuées dans des installations critiques ou en utilisant des sources spécialement adaptées ou des champs de référence. Elles sont utilisées pour valider (et dans certains cas ajuster) les données différentielles. Quand le type de lien entre énergie et section efficace est connu, une mesure intégrale est suffisante pour la normalisation de la section efficace. De telles mesures peuvent se rapprocher des paramètres à calculer et fournir un fondement plus précis à leur prédiction. Les mesures intégrales sont souvent protégées au sens de la propriété intellectuelle, et ne sont accessibles qu'aux organisations qui participent aux programmes de mesure.
- *Évaluation des données différentielles.* La tâche de l'évaluateur consiste à étudier toutes les mesures pertinentes et à en déduire un ensemble de données recommandées. On peut avoir recours à la théorie nucléaire pour établir des interpolations et aider à la correction des mesures. Certaines données peuvent être obtenues par la seule théorie lorsque les exigences de précision ne sont pas trop strictes.
- *Validation des données différentielles évaluées à l'aide des résultats obtenus par les mesures intégrales.* La validation des données évaluées constitue une étape essentielle avant de pouvoir recommander leur utilisation. Cette activité exige un effort comparable à l'évaluation des données. Il est important de s'assurer que la base des données intégrales est adaptée pour tester la précision des données pour les applications proposées. Les données nucléaires utilisées dans les calculs peuvent être ajustées pour améliorer leur cohérence avec les mesures intégrales.
- *Mise en forme des données nucléaires pour leur utilisation dans des calculs.* Il est d'usage pour les calculs de routine d'effectuer une moyenne des données de section efficace par groupe d'énergie. Les codes Monte Carlo à énergie continue peuvent représenter plus précisément les données, mais certaines approximations demeurent (l'élargissement des résonances par effet Doppler sur les distributions d'énergies secondaires, les effets en état solide, l'analyse des régions des énergies de résonance non résolues, etc.). Le code NJOY (développé à Los Alamos) est souvent utilisé pour traiter les sections efficaces d'interaction évaluées. Les systèmes de codes déterministes comprennent des procédures pour analyser les structures de résonance dans les sections efficaces et l'hétérogénéité dans la géométrie des régions d'un réacteur (codes « cellule »). Ces procédures peuvent être spécifiques au système de code donné, et exiger une pré-analyse correspondante des données de la région de résonance qui sont spécifiques à la méthode utilisée. Il existe de nombreux codes cellule différents, qui

s'accompagnent d'approximations plus ou moins importantes, et sont utilisés à ce stade des calculs des réacteurs. Des structures de groupes standard ont été adoptées pour différentes applications, mais les représentations standard pour les régions de résonance se limitent à des analyses approximatives plus simples (la méthode Bondarenko, ou approximation de résonance étroite, par exemple). Toutefois, si elles conviennent à la plupart des études de réacteurs rapides et de protection, ces représentations simplifiées ne sont pas adaptées aux calculs de réacteurs thermiques. Des ensembles de données nucléaires d'application ont été déduits pour servir dans certains des systèmes de calculs les plus utilisés et sont accessibles aux organisations des pays membres de l'AEN auprès des centres de données. On peut citer le Projet de l'AIEA de mise à jour de la bibliothèque WIMS, qui a produit des bibliothèques pour ce système de codes destiné aux réacteurs thermiques. En général, néanmoins, les bibliothèques modifiées pour être utilisées dans des codes particuliers ne sont pas en accès libre.

- *Évaluation de la précision des calculs.* En principe, étant donné les incertitudes sur les données différentielles et la sensibilité des grandeurs calculées aux modifications des données nucléaires, la précision des calculs peut être estimée. Toutefois, les informations de base sur les incertitudes sont loin d'être complètes et il n'est pas toujours facile de réaliser les calculs de sensibilité. Les informations sur les incertitudes sont appelées « données de covariance », parce que les incertitudes sur les valeurs pour différentes énergies des particules incidentes et pour différents types d'interaction sont corrélées. L'analyse des mesures intégrales peut fournir des informations utiles sur la précision des prévisions. Dans de nombreux cas, il est plus facile d'évaluer la précision d'une mesure intégrale que les données différentielles évaluées.
- *Évaluation des besoins en mesures et évaluations nouvelles.* La Liste des demandes prioritaires est établie à travers une collaboration internationale, coordonnée par un sous-groupe du Groupe de travail sur la coopération internationale pour l'évaluation des données nucléaires (WPEC) du Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'AEN. Il est important que les demandeurs soient conscients du nombre d'années requis pour franchir les diverses étapes entre le projet initial et la mise à disposition des données sous une forme utilisable.
- *Données nucléaires de référence.* Une attention particulière leur est accordée du fait de leur importance dans la mesure et l'évaluation. Les sections efficaces neutroniques de référence sont utilisées par les expérimentateurs pour déterminer la fluence neutronique dans les mesures de section efficace ; elles sont aussi particulièrement importantes dans l'obtention de sections efficaces absolues de fission, à partir de mesures de taux de fission. Un consensus s'est créé sur la nécessité de mettre à jour certaines des sections efficaces neutroniques de référence et d'améliorer la compréhension de la procédure d'évaluation des données de référence (particulièrement en ce qui concerne les ordres de grandeur des incertitudes et des covariances des données). Une collaboration internationale a donc été engagée sous les auspices du WPEC et du Service des données nucléaires (SDN) de l'AIEA, qui a financé un programme de recherche coordonné pour la mise à jour des évaluations. Ce travail a également été soutenu par le Groupe de travail sur l'évaluation des sections efficaces (CSEWG) aux États-Unis. L'objectif est d'achever cette tâche d'ici à 2004-2005. Tous les projets d'évaluation considèrent que la précision des données de référence est prioritaire.

3.2 Activités de mesure des données différentielles

Les installations de mesure de données nucléaires différentielles ont été fermées dans plusieurs pays. Il a été estimé qu'il n'y avait aucun besoin essentiel en données nucléaires pour l'exploitation des réacteurs nucléaires existants et que, si un tel besoin venait à apparaître, ces données pourraient

être obtenues en utilisant les installations appartenant à d'autres pays ou gérées par des organisations internationales. Dans certains autres cas, des installations ont été maintenues en fonctionnement, mais pour des applications autres que l'énergie nucléaire. Des études liées à l'astrophysique sont ainsi réalisées en utilisant des installations du Laboratoire national d'Oak Ridge (ORNL), aux États-Unis, et de Karlsruhe, en Allemagne. Certains pays dépendant des travaux réalisés au niveau international, un bilan périodique de la situation s'impose pour s'assurer que les équipements et les équipes indispensables au fonctionnement des installations de mesures et aux études d'évaluation et de validation sont maintenus au niveau nécessaire.

Beaucoup d'établissements de mesure des données nucléaires différentielles sont situés dans des universités, et les recherches universitaires en physique nucléaire ont tendance à s'intéresser à de nouveaux domaines. Ainsi, le Dynamitron de l'Université de Birmingham, au Royaume-Uni, n'est plus utilisé pour des travaux sur les données nucléaires, et il n'est en fait plus adapté à ces mesures. Les installations de plusieurs universités sont vieillissantes, et, au fur et à mesure que les chercheurs les plus âgés prennent leur retraite, le personnel qui les remplace considère souvent que d'autres domaines de recherche sont plus gratifiants.

Il faut noter que certains équipements ne fournissent à leurs clients qu'un temps de faisceau sur une base commerciale. L'équipe qui souhaite procéder à des mesures doit plaider la cause de sa proposition auprès de la direction de l'établissement. L'équipe doit prendre toutes les dispositions pour les échantillons et les équipements auxiliaires.

Les détecteurs disponibles dans chaque installation influencent les types de mesures qui sont réalisées, et le développement de détecteurs représente une activité importante. Beaucoup de détecteurs sont semblables à ceux qui ont été utilisés au cours des 40 ou 50 dernières années. Toutefois, de nouveaux détecteurs et réseaux de détecteurs sont en cours de conception ou adaptés à partir d'autres domaines, comme la physique des hautes énergies. L'utilisation d'ordinateurs rapides et les programmes d'acquisition et d'analyse de données qui les accompagnent constituent l'une des avancées les plus importantes.

Les types de mesures nécessaires peuvent être, par exemple :

- Les sections efficaces haute résolution totales, de capture et de fission dans les régions de résonance. Ces mesures exigent des installations à source blanche et temps de vol.
- La distribution énergétique et angulaire des neutrons diffusés ou des particules secondaires.
- Les sections efficaces d'activation induites par des neutrons et des particules chargées.
- Les rendements de fission pour les neutrons prompts et retardés.
- Les rendements des produits de fission et leurs propriétés de décroissance (mesurées à l'aide de séparateurs en ligne).
- Les caractéristiques de décroissance radioactive de noyaux instables.

Le domaine d'énergie nécessaire à une mesure de section efficace et la particule incidente (neutron, proton, gamma ou alpha) conditionnent aussi les installations qui peuvent être utilisées pour réaliser les mesures. Il est généralement souhaitable de procéder à plusieurs mesures indépendantes pour une donnée, en utilisant, autant que possible, des techniques différentes.

Pour de nombreuses mesures, il est nécessaire d'avoir des échantillons ou des matières radioactives enrichis isotopiquement. La plupart des isotopes stables séparés provenaient autrefois de séparations par calutron à l'ORNL. Ces séparateurs électromagnétiques ont maintenant été fermés, mais il reste un stock d'isotopes stables (qui s'amenuise). Certains isotopes stables peuvent aussi provenir de Russie, souvent par le biais de fournisseurs d'autres pays. Il est plus difficile d'obtenir des échantillons d'isotopes radioactifs, notamment des produits de fission et des actinides mineurs, du fait du coût de leur séparation (chimique ou isotopique), de la difficulté de manipuler les radio-isotopes, des exigences réglementaires, des restrictions de transport et de la nécessité d'éliminer les déchets radioactifs qui en résultent. Les 20 dernières années ont connu une baisse significative de la disponibilité de ces matières et des capacités de les fabriquer sous la forme voulue. En outre, une analyse détaillée de l'échantillon peut s'avérer nécessaire pour effectuer une mesure précise, ce qui peut présenter certains problèmes.

Les installations et les activités de mesure sont résumées dans l'annexe 1 (qui ne prétend pas à l'exhaustivité). Les initiatives qui suivent sont prises pour assurer une continuité de l'expertise et des équipements et pour développer les collaborations.

L'Institut des mesures et matériaux de référence (IRMM) de la Commission européenne à Geel, en Belgique, gère des équipements destinés à la mesure de données nucléaires différentielles. L'installation GELINA, un accélérateur linéaire d'électrons à temps de vol, et le Van de Graaf de 7 MV apportent une importante contribution. Il existe aussi en Europe une nouvelle source importante de spallation temps de vol pour la mesure des sections efficaces, l'installation n-TOF, au CERN à Genève, en Suisse. Quelques autres établissements de mesure différentielle ont été rénovés et perfectionnés.

Des mesures de sections efficaces dans ces installations et d'autres établissements européens sont financées dans le cadre du Cinquième programme cadre de la Commission européenne (EURATOM). Ce programme assure le financement de travaux sur les données nucléaires destinées à la fusion thermonucléaire contrôlée et à la sûreté du cycle du combustible. Dans cette seconde catégorie, deux projets portent sur les questions de séparation et de transmutation. Il s'agit du projet Données nucléaires sur les énergies élevées et intermédiaires pour les réacteurs hybrides (HINDAS), doté d'un budget de 2,1 millions d'euros, destiné à fournir des données nucléaires dans le domaine d'énergie situé entre 20 et 200 MeV, et du projet n-TOF-ND-ADS (budget de 2,4 millions d'euros) pour les données nucléaires concernant les actinides et les produits de fission à vie longue, dans le domaine des énergies situées entre 1 eV et 250 MeV. Ces projets regroupent un certain nombre de laboratoires.

Pour le Sixième programme cadre, les plus grandes installations d'Europe occidentale proposent un projet intégré sur les données nucléaires portant sur la transmutation des déchets. Les participants actifs à ce projet sont : le CEA Saclay, (France) ; le Centre national de la recherche scientifique (CNRS) d'Orsay (France) ; le Nuclear Research and Consultancy Group (NRG, Pays-Bas) ; l'Université de technologie de Vienne (Autriche). Les établissements participants sont le GSI de Darmstadt (Allemagne) ; le Laboratoire Svedberg (TSL) de l'Université d'Uppsala (Suède) ; le Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB-Allemagne) ; l'Université catholique de Louvain (UCL-Belgique) ; l'IRMM. Mais des mesures pourraient être réalisées dans n'importe quelle installation adaptée, par l'exemple le n-TOF, à Bordeaux, etc.

Plusieurs étudiants en cycle doctoral ou en période post-doctorale ont été rattachés au laboratoire de Geel par des pays membres de l'Union européenne (UE), (en particulier la France, l'Allemagne et la Suède), pour assurer une continuité de l'expertise, et de nombreux chercheurs ont été invités. Des efforts de collaboration ont également été entrepris avec des instituts nationaux dans des pays candidats à l'UE (initiative PECO).

Le projet de Fichier conjoint de données évaluées sur la fission et la fusion (JEFF) dispose d'un sous-groupe d'expérimentateurs qui examine les besoins en mesures, évalue les priorités et la faisabilité, et coordonne les activités de recherche afin de faire le meilleur usage de l'infrastructure actuelle.

Au Japon, des projets de recherches conjointes associant des universités et/ou l'Institut japonais de recherche sur l'énergie atomique (JAERI), l'Institut japonais pour le développement du cycle nucléaire (JNC) et l'Organisation de recherche avec des accélérateurs de haute énergie (KEK) sont actuellement développés et encouragés. Des chercheurs d'autres départements universitaires et d'autres pays participent à la réalisation des mesures dans toutes les installations. Par exemple, le Département des sciences et techniques de l'énergie de l'Université de Nagoya, réalise actuellement un programme qui utilise les installations d'autres instituts.

Presque toutes les mesures de données nucléaires sont réalisées avec le soutien du JAERI ou du JNC, ou dans le cadre de projets de recherche au KEK ou au JAERI. Le financement des travaux de mesure est considéré comme insuffisant pour couvrir les besoins. Depuis le milieu des années 1990, le Japon a financé plusieurs projets dans des pays de la CEI à travers le Centre international pour la science et la technologie (ISTC) de Moscou, chacun représentant un coût situé entre 200 000 \$ et 500 000 \$.

Aux États-Unis, certaines mesures sont financées par la Division de physique nucléaire du Département de l'énergie (DOE-NP), l'Administration nationale de la sécurité nucléaire (NNSA) et la Division de l'énergie nucléaire (DOE-NE). Le financement du DOE-NP et du DOE-NE a diminué considérablement depuis le début des années 1990, pour arriver à 4 millions de dollars par an pour les données nucléaires, dont 2 millions pour le Centre national de données nucléaires (NNDC) de Brookhaven. La recherche sur la physique nucléaire de basse énergie perçoit 25 millions de dollars. La NNSA finance des mesures et des évaluations dans des laboratoires militaires du DOE, et une bonne partie des résultats peut servir aux applications électronucléaires. Consciente du risque d'une prochaine pénurie de personnel et de capacités dans le domaine des données nucléaires, la NNSA a lancé un programme intitulé *Stewardship Science Academic Alliance* destiné à soutenir financièrement les universités et à les inciter à participer et même à jouer un rôle moteur dans ces mesures de données.

3.3 Activités de mesure des données intégrales

Il existe au CEA Cadarache (France) des installations polyvalentes pour l'étude des assemblages de réacteurs rapides (MASURCA) et des réseaux thermiques refroidis par eau (EOLE), et pour des mesures d'effet en réactivité des matériaux (MINERVE). MASURCA dispose maintenant d'une source au deutérium pour permettre des études sur des systèmes hybrides. Un certain nombre de réacteurs de recherche peuvent également être utilisés pour des mesures intégrales par irradiation d'échantillons. Outre le financement provenant de l'industrie nucléaire française et de la Commission européenne, des aides financières importantes proviennent d'autres pays, notamment le Japon qui est partenaire du programme de mesures EOLE.

À Mol, en Belgique, l'installation VENUS permet de réaliser des études sur un réseau thermique refroidi à l'eau et sur la dosimétrie réacteur. Les réacteurs de recherche BR2 et BR3 peuvent également être utilisés pour l'irradiation d'échantillons, les études de dosimétrie (à l'aide de champs neutroniques de référence) et des simulations de protection. Un nouveau réacteur en projet, baptisé MYRRHA, devrait être adapté à l'étude de systèmes hybrides. Des collaborations internationales ont permis de financer plusieurs programmes de mesure sur l'installation critique VENUS.

L'Institut Paul Scherrer (PSI) de Villigen, en Suisse, dispose d'une installation critique polyvalente, PROTEUS. Elle a été utilisée par le passé, avec une participation internationale, pour l'étude de maquettes de certaines régions des systèmes de réacteurs avancés, allant des réacteurs rapides refroidis par gaz aux réacteurs haute température « à boulets » (pebble-bed). Le programme expérimental en cours comporte des recherches sur des concepts avancés de combustibles de réacteurs à eau légère à différents régimes de fonctionnement. PROTEUS est actuellement exploité dans le cadre d'une collaboration entre l'Institut Paul-Scherrer et les compagnies nucléaires suisses.

Il existe à l'ENEA de Frascati (Italie) et au TU de Dresde (Allemagne) des sources de 14 MeV qui sont utilisées pour simuler les conditions intervenant dans les structures des réacteurs de fusion. Des mesures sur la transmission, l'activation et l'échauffement induits par des rayonnements neutroniques et gamma dans différents matériaux sont utilisées pour valider les données nucléaires du Fichier européen sur la fusion (European Fusion File – EFF). Plusieurs autres réacteurs de recherche en Europe occidentale peuvent être utilisés pour des expériences d'irradiation.

Des installations similaires de mesure de données intégrales fonctionnent ailleurs dans le monde. Au Japon, le JAERI dispose d'une installation critique rapide (FCA) ainsi que d'installations dotées d'un réacteur thermique. Il existe aussi un certain nombre de réacteurs de recherche dans lesquels des échantillons peuvent être irradiés. Des mesures récentes portent sur la capture des produits de fission et la puissance résiduelle intégrale.

Beaucoup d'installations américaines ont été fermées au cours des années 1990, parmi lesquelles les assemblages critiques d'Argonne et la Tower Shielding Facility de l'ORNL. Néanmoins, l'Installation pour les expériences de criticité de Los Alamos (LACEF) continue de procéder à des expérimentations portant sur la criticité. En Russie, l'Institut de physique et d'ingénierie énergétique (IPPE) d'Obninsk dispose d'un certain nombre d'installations avec des assemblages critiques et des réacteurs de recherche.

3.4 Activités d'évaluation

3.4.1 Projets d'évaluation actuels

L'évaluation suppose une interprétation minutieuse des données mesurées, en se fondant sur la théorie nucléaire. La compilation d'un fichier de données évaluées représente une tâche considérable, qui exige des procédures d'assurance qualité (AQ) et des tests pour contrôler la cohérence des données. Les données doivent être soumises à une validation approfondie avant d'être recommandées pour utilisation. Les projets d'évaluation actuels sont :

- Le projet d'évaluation américain ENDF/B, coordonné par le Groupe de travail sur l'évaluation des sections efficaces (CSEWG) et soutenu par le NNDC.
- La Bibliothèque japonaise de données nucléaires évaluées (JENDL), coordonnée par le Comité japonais sur les données nucléaires et financée par le Centre nucléaire japonais des données nucléaires.
- Le projet ouest-européen de Fichier conjoint de données évaluées sur la fission et la fusion (JEFF), coordonné par le Groupe de coordination scientifique du JEFF et soutenu par la Banque de données de l'AEN et le projet associé de Fichier européen sur la fusion (EFF), partiellement financé par la Commission européenne.

- La bibliothèque russe de données nucléaires (BROND), coordonnée par le Centre de données nucléaires russe d'Obninsk.
- La Bibliothèque chinoise de données nucléaires (CENDL), coordonnée au Centre de données nucléaires chinois.

En outre, des évaluations de données nucléaires sont entreprises par plusieurs autres pays et organisations internationales. Ces activités apportent une contribution aux bibliothèques indiquées plus haut.

Plusieurs de ces projets ne disposent pas des ressources suffisantes pour permettre la progression souhaitable des travaux. Le nombre des chercheurs impliqués dans les études d'évaluation et de validation a subi une forte baisse dans certains pays, beaucoup de ces scientifiques ayant pris leur retraite au cours des vingt dernières années. La diminution du nombre de chercheurs actifs dans ce domaine souligne l'importance d'une coopération internationale.

Le projet ENDF/B

Après la diffusion de la version 8 de ENDF/B-VI, cette bibliothèque a été bloquée, et de nouvelles mises à jour d'évaluation seront intégrées à ENDF/B-VII. Cette version comprendra des données photonucléaires, des données sur les réactions induites par les neutrons et les protons jusqu'à 150 MeV, ainsi que de nombreuses mises à jour à partir d'évaluations sur les actinides. Une grande partie des nouveaux travaux d'évaluation est financée par des applications relatives à la défense, aux problèmes de criticité et à l'énergie nucléaire. Certains changements sont également prévus dans le format ENDF/B-VI. Le calendrier de ENDF/B-VII est lié à la production de nouvelles évaluations pour des données de référence, attendues en 2004-05. La version 8 de ENDF/B-VI comprenait des spectres de rayonnement gamma améliorés (évalués à Los Alamos) et des sections efficaces de capture neutronique d'isotopes de produits de fission dans le domaine énergétique thermique et le domaine de résonance (évaluées par l'Institut coréen de recherche sur l'énergie atomique – KAERI). Les évaluations sur les actinides ont, par le passé, été élaborées conjointement par les laboratoires d'Oak Ridge (région de résonance) et de Los Alamos (région des neutrons rapides), les tests sur les données étant réalisés à Argonne et dans d'autres laboratoires. La réalisation d'un benchmark par le CSEWG et le projet JEFF avaient auparavant conduit à une réévaluation des données de capture en résonance de ^{235}U à Oak Ridge, et a aussi fait apparaître des problèmes éventuels dans l'évaluation de ^{238}U . Outre les bibliothèques ENDF, des bibliothèques destinées à des applications spécialisées sont également tenues à jour par le Lawrence Livermore National Laboratory.

Le projet JENDL

Une nouvelle bibliothèque japonaise de données nucléaires évaluées, JENDL-3.3, a été produite en mai 2002. Elle comprend des données de covariance pour les principaux matériaux (actinides majeurs, matériaux de structure et caloporteurs). Elle apporte des améliorations aux données de JENDL-3.2 à partir d'un benchmark approfondi et en prenant en compte des mesures récentes. La révision de la bibliothèque a commencé en avril 1997. Des données ont été ajoutées pour un certain nombre de nouveaux matériaux, et des données de production gamma ont été incorporées pour les matériaux des réacteurs à fusion. La bibliothèque sera publiée après des tests approfondis. Il existe plusieurs bibliothèques spécialisées en plus de la bibliothèque générale : données sur la fusion, données sur les actinides, données de dosimétrie, données sur les sections efficaces d'activation, données sur les réactions alpha-n, données de décroissance des produits de fission, données sur les hautes énergies

[pour les neutrons jusqu'à 50 MeV (nécessaires à l'IFMIF) et les protons jusqu'à environ 3 GeV], données PKA/KERMA et données photonucléaires. Une partie des évaluations et des mesures associées ont été effectuées sous forme de projets ISTC avec la Russie et le Bélarus.

Le projet JEFF

Le projet de Fichier conjoint de données évaluées sur la fission et la fusion rassemble des évaluateurs en Europe occidentale. Le projet est en cours depuis 20 ans, et, en avril 2002, il a produit la première version de la bibliothèque générale JEFF-3 (JEFF-3.0), après 10 ans de travaux de validation et de réévaluation de la bibliothèque JEF-2.2. Il englobe maintenant les évaluations des applications de fusion figurant dans le Fichier européen sur la fusion (EFF-3). Avec l'ajout des données de fusion, le projet JEF a pris le nom de JEFF. Le Fichier européen sur l'activation (EAF) est aussi rattaché à la bibliothèque JEFF.

Les travaux sont effectués par des groupes de travail coordonnés par le Groupe de coordination scientifique. Il existe maintenant un Groupe de travail sur les mesures qui étudie les besoins et les programmes de mesure. Les autres groupes de travail sont les suivants :

- Données de rendements de fission et de décroissance radioactive.
- Benchmarks d'intercomparaison, traitement des données et évaluation (il s'agit à la fois d'un groupe de travail JEFF et un groupe de travail associé JEFF/EFF).
- Données sur les énergies intermédiaires.
- NJOY (un programme de traitement des données des bibliothèques).

Les études de validation ont apporté une contribution essentielle à tous ces travaux de développement. Le projet est maintenant engagé dans un programme approfondi d'études de validation de JEFF-3.0. Des benchmarks précis sont essentiels pour ce travail. Le Fichier international de dosimétrie (IRDF-2002), coordonné par l'AIEA, a été adopté pour JEFF-3, et les travaux du projet de recherche coordonné par l'AIEA sur les données des rendements de fission sont utilisés dans l'évaluation des rendements.

Le financement des efforts nécessaires à l'ensemble des travaux de développement constitue un problème constant. Il existe une forte interaction avec l'industrie nucléaire française, et le projet JEFF souhaiterait que ce type d'interaction se développe avec les industries nucléaires d'autres pays.

Le projet BROND

Le travail de développement de la bibliothèque BROND-3 a débuté en 1998. Les calculs de réacteur sont effectués à l'aide de l'ensemble de données ABBN-93, qui est basé sur BROND-2, avec des ajustements en fonction d'analyses d'expériences intégrales. Ces ajustements sont actuellement pris en compte dans l'établissement de BROND-3. La validation des données de la bibliothèque BROND-2 se poursuit, notamment pour les données sur le cycle au thorium. Il existe un projet de l'ISTC pour la mesure, l'analyse et l'évaluation des sections efficaces et des spectres de production gamma pour les principaux matériaux de structure. Les sections efficaces dans le domaine des énergies intermédiaires, jusqu'à 150 MeV, sont en cours d'évaluation. Il existe également un fichier russe de dosimétrie réacteur (RRDF-98), qui est une mise à jour du Fichier international de dosimétrie réacteur, IRDF-90.

Le projet CENDL

En Chine, la bibliothèque CENDL-3 a été développée et est actuellement étendue et testée. Elle comprend des données sur plus de 200 matériaux et possède des données cohérentes aussi bien sur les isotopes que sur les éléments. Les données sur les actinides majeurs sont testées à l'aide des assemblages critiques de Los Alamos. Des évaluations existent également sur les rendements de fission, sur les données pour les systèmes hybrides sous-critiques et les données sur les rayonnements gammas prompts, provenant de la capture de neutrons thermiques (sous forme d'une contribution à un projet de recherche coordonné par l'AIEA).

Le projet de Fichier de dosimétrie de l'AIEA

Un projet coordonné par la Section des données nucléaires de l'AIEA a permis la mise à jour du Fichier international de dosimétrie réacteur (IRDF-90), en tenant compte du fichier russe RRDF-98, du fichier japonais JENDL/D-99 et de mesures récentes. Le nouveau fichier de dosimétrie est appelé IRDF-2002.

Le projet FENDL

Un projet coopératif coordonné par la SDN de l'AIEA a produit une bibliothèque pour les études conceptuelles des réacteurs à fusion, appelée FENDL. Celle-ci contient une sélection de données extraites des bibliothèques mentionnées plus haut.

Le projet ENSDF

Il existe d'autres projets internationaux de compilation et d'évaluation de données. Le projet de Fichier des données évaluées sur les structures nucléaires (ENSDF) regroupe des données de décroissance radioactive. Il existe un réseau international de collaborateurs, coordonné par le NNDC de Brookhaven, aux États-Unis). Les ressources s'amenuisent, et 90 % des évaluations sont maintenant effectuées aux États-Unis. En Europe occidentale, les chercheurs spécialisés dans ce domaine qui prennent leur retraite ne sont pas remplacés par de jeunes scientifiques.

3.4.2 Groupe de travail sur la coopération internationale pour l'évaluation des données nucléaires

Le Groupe de travail sur la coopération internationale pour l'évaluation des données nucléaires (WPEC) du NSC fournit un cadre pour les échanges d'informations sur les activités et les programmes d'évaluation et de mesures, suite à sa fusion avec le Groupe de travail sur les activités de mesure en 1999. Le WPEC a été créé en 1989 et se réunit annuellement. Le WPEC établit un bilan des activités d'évaluation de façon à éviter des incohérences dans les évaluations et des duplications inutiles de recherches. Les fichiers utilisent un format commun (ENDF-6), et une approche commune est adoptée pour les procédures d'évaluation, comme la représentation des données de covariance, ce qui facilite la collaboration. Les fichiers sont librement échangés entre les projets.

Le groupe de travail organise des sous-groupes pour explorer les domaines qui posent un problème (voir la liste en annexe 2). La plupart des membres des sous-groupes ne sont pas membres du WPEC, mais sont choisis en raison de leur expertise spécialisée. Il existe plusieurs sous-groupes à long terme, dont l'un a pour responsabilité la mise à jour de la Liste des demandes prioritaires de données nucléaires. Dix-sept sous-groupes à court terme ont achevé leurs travaux, et des rapports ont été publiés sous forme de volumes de la collection sur la Coopération internationale pour l'évaluation des données nucléaires.

À titre d'exemple, le Sous-groupe 6, consacré aux données sur les neutrons retardés, a recommandé de nouvelles données pour les actinides majeurs : rendements totaux en fonction de l'énergie, huit groupes de données en fonction du temps et des spectres énergétiques, et incertitudes associées aux calculs de paramètre bêta effectif. Un numéro spécial de la revue *Progress in Nuclear Energy* est venu s'ajouter au rapport du sous-groupe. Les rapports des sous-groupes 12, 13 et 14 ont fait apparaître un intérêt croissant pour les données nucléaires situées dans la région des énergies intermédiaires (supérieure à 20 MeV), et le rôle de la théorie pour répondre à certains de ces besoins. Ces sous-groupes ont identifié les développements nécessaires au niveau des méthodes théoriques.

Le sous-groupe 18 sur la capture des neutrons épithermiques par ^{235}U a conduit à la production d'une nouvelle évaluation à Oak Ridge, qui a été validée par les différents projets de bibliothèques. Ceci a permis d'améliorer les prédictions pour la capture par ^{235}U dans les réacteurs thermiques, mais a également aggravé les prédictions portant sur la multiplication dans certains systèmes thermiques. Un sous-groupe sur l'amélioration des prédictions de réactivité dans les REL à uranium faiblement enrichi a donc été mis en place pour rechercher les raisons de la sous-estimation de la réactivité dans ces systèmes thermiques.

L'évaluation et la validation de plusieurs types de données essentielles, telles que les données dans la région de résonance de ^{235}U et de ^{238}U , sont effectuées conjointement par les différents projets de bibliothèques de données. Les fichiers tendent à évoluer ainsi vers une bibliothèque unique. On peut néanmoins trouver des avantages à maintenir des projets distincts. Ces derniers dépendent, par exemple, des différences dans les priorités nationales et les sources de financement. Il faut souligner que les projets ne sont pas en concurrence les uns avec les autres.

3.4.3 Liste des demandes prioritaires de données nucléaires

La Liste des demandes prioritaires de données nucléaires est établie à travers une collaboration internationale coordonnée par le sous-groupe C du WPEC. Chaque pays formule ses propres demandes. Celles-ci sont compilées, et les membres des sous-groupes apportent des commentaires sur leur faisabilité et l'état de leur acquisition.

La liste comprend actuellement 12 demandes de données de référence, 60 portent sur des données pour la technologie de fusion, 231 sur les données pour la technologie des réacteurs à fission, 12 sur les données d'applications médicales et industrielles, et 164 sur les données sur les énergies intermédiaires. La liste approche les 500 demandes. Elle peut être consultée en ligne sur le site de l'AEN. Elle peut être modifiée par les demandeurs, et spécialistes des mesures et des commentaires peuvent y être apportés par des spécialistes des mesures et des évaluateurs.

Il faut garder à l'esprit que plusieurs années de travail sont nécessaires pour franchir les diverses étapes entre le projet initial et la mise à disposition des données sous une forme exploitable. Le processus fait intervenir l'obtention d'échantillons, la réalisation des mesures, l'interprétation des mesures, l'évaluation de l'ensemble des données, le traitement visant à les rendre exploitables dans des calculs, et la validation.

3.4.4 Le rôle des organisations internationales

Le réseau international des centres de données nucléaires comprend la Banque de données de l'AEN à Paris, la Section des données nucléaires (SDN) de l'AIEA à Vienne, le Centre américain de données nucléaires (NNDC) à Brookhaven, le Centre russe de données nucléaires d'Obninsk, le

Centre de données nucléaires du JAERI au Japon et le Centre de données nucléaires chinois. Chaque centre organise la compilation de données mesurées et constitue l'un des pivots du travail d'évaluation des données nucléaires.

La coopération internationale est considérée comme essentielle à des avancées satisfaisantes avec les moyens disponibles. Le réseau des centres de données nucléaires compile les données différentielles mesurées sous un format adapté à la consultation sur ordinateur (EXFOR), au sein de l'index bibliographique CINDA. Les données mesurées et évaluées peuvent être consultées en ligne, et sont également disponibles au format CD-ROM accompagnées de programmes de consultation. Un certain nombre de programmes d'édition sont aussi disponibles pour la vérification des données, leur comparaison graphique ou pour un traitement simple (par exemple JANIS et Pre-Pro).

L'AEN a poursuivi le développement de l'ancien programme JEF-PC, pour l'affichage et la comparaison des fichiers de données évaluées et mesurées, afin de créer le programme JANIS. Ce dernier est écrit en Java, un langage plus souple, qui permet à la fois un accès par logiciel et un accès Internet aux fichiers de données, et l'affichage et la comparaison de types de données supplémentaires. JANIS peut être utilisé pour afficher des données de décroissance radioactive, des rendements de fission et des sections efficaces d'interaction. JANIS et les bibliothèques de données qui lui sont associées sont disponibles sur CD-ROM auprès des centres de données, tout comme d'autres programmes d'édition et d'affichage.

Certaines données intégrales n'ont pas fait l'objet d'une compilation internationale du fait de problèmes de propriété intellectuelle, mais de nombreuses données ont toutefois été compilées et mises largement à disposition. On peut citer à titre d'exemple l'*International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments* de l'AEN, la Base de données internationale de physique nucléaire de l'AEN (IRPDB), et le CSEWG Benchmark Book, plus ancien. Une initiative de l'AIEA vise à réunir les données intégrales concernant les réacteurs rapides. Le risque existe toutefois que de nombreuses données intégrales soient perdues à la suite de la fermeture d'installations de mesures intégrales, et de la publication de résultats uniquement dans des documents internes qui ne sont pas convenablement mis à jour.

Certaines activités de mesure sont effectuées par des organisations internationales. En Europe occidentale, l'IRMM de Geel, en Belgique, est le principal centre qui réalise des mesures différentielles de sections efficaces. Le financement provient du Programme cadre de la Commission européenne, qui soutient également des mesures effectuées dans d'autres laboratoires, comme le n-TOF du CERN à Genève. L'Institut international Laue-Langevin à Grenoble, en France, fournit également des équipements pour des mesures relatives aux réacteurs à haut flux. Le Laboratoire de physique neutronique Frank de Doubna, en Russie, compte également deux réacteurs pulsés qui produisent de puissants faisceaux de neutrons pulsés.

L'Union européenne, le Japon et les États-Unis ont mis en place le Centre international pour la science et la technologie (ISTC) de Moscou en 1992, pour assurer le financement de projets scientifiques et technologiques dans les pays de la CEI. Un certain nombre de projets de données nucléaires sont financés de cette façon.

3.4.5 Le rôle de la théorie dans l'évaluation

Les modèles nucléaires sont maintenant capables de prédire correctement les caractéristiques moyennes des sections efficaces pour de nombreux processus qui se situent dans une zone supérieure au domaine thermique ou de résonance. Un sous-groupe du WPEC coordonne les développements et

organise des comparaisons de codes. Un lien entre les différents codes, permettant de fournir une seule source capable de calculer toutes les réactions, pourrait constituer un objectif à long terme.

RIPL, un projet coopératif de la SDN de l'AIEA, est consacré à la production de paramètres recommandés utilisables dans ces modèles. De ce fait, la précision avec laquelle ils peuvent prédire des sections efficaces est beaucoup mieux comprise aujourd'hui qu'il y a quelques années. Les méthodes théoriques apportent une importante contribution à la résolution des besoins en données dans le champ énergétique situé autour du MeV, quand la précision requise peut être atteinte par les modèles et paramètres actuels. Plusieurs codes informatiques ont été adoptés au niveau international, tel que SAMMY (pour l'analyse des mesures dans la région de résonance), et les codes de modèles nucléaires GNASH et ECIS. Il est important que la préservation de ces codes soit assurée au niveau international.

3.5 Études de validation des données nucléaires

La validation des données évaluées constitue un aspect essentiel de l'évaluation des projets ; elle représente peut-être plus de la moitié de l'ensemble des travaux. Le travail de validation met en évidence la précision qui peut être attendue des calculs, ainsi que les besoins de réévaluation des données. Dans certains cas, les données sont ajustées à partir des études de validation. Les pays participant à des projets d'évaluation ont constitué d'importantes bases de données, qu'ils utilisent pour valider une nouvelle bibliothèque.

L'objectif est toujours d'établir une nouvelle bibliothèque qui atteindra un meilleur niveau de performance que la précédente, mais l'annulation accidentelle d'erreurs peut parfois aboutir à aggraver certains résultats. Une approche systématique est donc fondamentale pour identifier les sources d'incohérences. Des recherches portent actuellement sur la détérioration des valeurs calculées pour la multiplication effective dans certaines filières de réacteurs thermiques, suite à l'adoption d'une meilleure évaluation pour ^{235}U .

Beaucoup de données intégrales utilisées pour les travaux de validation sont couvertes par un droit de propriété des pays où les mesures ont été effectuées ou des organisations qui les ont financées. Le risque existe que des résultats soient perdus quand un pays interrompt son programme de mesures intégrales, ou quand le personnel part en retraite. C'est pourquoi l'AEN et la SDN de l'AIEA ont engagé des programmes visant à sauvegarder les données intégrales.

Le CSEWG Benchmark Book représente une source d'informations utile à cet égard. Le Projet international d'expériences sur la criticité (ICSBEP), un projet du CSN, constitue une source précieuse et très complète de données qui est mise à jour en permanence. La Banque de données de l'AEN, en coopération avec le Centre d'informatisation des informations sur la radioprotection (RSICC) d'Oak Ridge, aux États-Unis, assure également la maintenance de la base de données SINBAD, qui contient les spécifications pour un certain nombre de benchmarks sur les protections, adaptées aux réacteurs à fission, aux dispositifs à fusion et aux accélérateurs. Le Projet international d'évaluation de la physique des réacteurs (IRPhEP) représente une autre initiative récente de l'AEN. Il est coordonné conjointement par le Laboratoire national d'ingénierie et d'environnement de l'Idaho (INEEL) et le Laboratoire national d'Argonne (ANL). L'objectif est de préserver les données expérimentales intégrales de physique des réacteurs. Le projet est coordonné en étroite collaboration avec l'ICSBEP.

Plusieurs autres bases de données sont mises à jour, notamment la Base de données internationale des expériences sur le comportement des combustibles sur le profil axial de taux de combustion des combustibles usés des REL, qui est fournie par Siemens/KWU, et des bases de données gérées par le JAERI, comme la Base de données sur la composition isotopique du combustible usé.

3.6 Traitement et méthodes de calcul de cellules de réacteur

Toutes les bibliothèques de données nucléaires évaluées sont au format ENDF-VI, ce qui permet d'utiliser le même programme de traitement pour toutes. Le programme NJOY, développé à Los Alamos, est largement accessible et couramment utilisé pour produire des ensembles de sections efficaces de groupe, des tabulations sur l'autoprotection des résonances et des données pour les codes Monte Carlo à énergie continue. Certains codes nécessitent une méthode de traitement différente pour l'analyse de la structure de résonance. Le code CALENDF développé par le CEA, par exemple, est utilisé pour établir des représentations par tables de probabilités pour les données des régions de résonance à utiliser dans les codes français TRIPOLI, APOLLO et ECCO.

Le code Monte Carlo à énergie continue MCNP (développé à Los Alamos), avec l'interface ACE associée à NJOY, est largement utilisé (bien que plusieurs organisations possèdent leurs propres codes Monte Carlo à énergie continue). Les bibliothèques ENDF/B-VI.5, JEF-2.2 et JENDL-3.2 ont été traitées pour être utilisées avec MCNP, et ces bibliothèques transformées ont été mises à disposition par les organisations qui les ont produites, pour une diffusion via les centres de données.

Un certain nombre d'ensembles de sections efficaces de groupe peuvent être obtenus auprès des centres de données pour des applications particulières, comme l'analyse générale des réacteurs, l'accumulation des isotopes, la protection, la dosimétrie, la neutronique de la fusion et les dommages induits par l'irradiation. Il y a environ dix ans, le projet JEF a approuvé une structure standard en 172 groupes pour les applications aux réacteurs thermiques, mais il n'existe aucun accord sur une représentation standard des données de structures de résonance par moyenne de groupe. Le code français APOLLO, établit par exemple des moyennes de sections efficaces dans la région de résonance avec des flux calculés à l'aide d'une « équation de structure fine », alors que le code WIMS britannique utilise des flux calculés pour un ralentissement par l'hydrogène. Le code ECCO utilise une structure fine par groupe et des données par sous-groupe. Un certain nombre d'ensembles de données ont été établis dans ces structures de groupes par différentes organisations, mais ils n'ont pas toujours été largement mis à disposition.

Les codes « cellule » déterministes sont eux-mêmes, dans bien des cas, propriétaires, mais une version du code WIMS a été produite par l'AEN. Le Projet de mise à jour de la bibliothèque WIMS (WLUP) de la SDN de l'AIEA a apporté d'autres modifications et a produit des bibliothèques de sections efficaces de groupe pour le code. Les bibliothèques en 69 groupes et en 172 groupes ont toutes deux été produites à partir de JEF-2.2, JENDL-3.2 et ENDF/B-VI.8, et aussi de bibliothèques recommandées par l'AIEA basées sur une sélection des diverses bibliothèques.

Des ensembles de données sont également accessibles aux utilisateurs des codes dans le système couramment utilisé SCALE, (mais pas nécessairement les bibliothèques les plus récentes). Ce système comprend des méthodes pour le traitement des effets de résonance : le module BONAMI pour l'approximation de Bondarenko (ou résonance étroite), et le module NITAWL-II pour la région de résonance résolue. D'autres codes cellule sont disponibles, comme le code canadien DRAGON, mais l'utilisateur doit développer une bibliothèque par groupe pour le code, (peut-être par la conversion d'une bibliothèque à partir d'un autre format).

En outre, les ensembles de sections efficaces de groupe produits par le KAERI ont été mis à disposition (sur la base de JEF-2.2 pour les applications aux réacteurs rapides et de ENDF/B-VI.5 pour les applications de protection.) Les ensembles de données élaborés par l'ENEA Bologne en Italie, pour les applications à la fusion, ont également été mis à disposition.

Le projet de Fichier européen des données de fusion (EFF) a produit le système EASY et la bibliothèque de données nucléaires qui lui est associée, le Fichier européen des données d'activation (EAF) pour le calcul de l'activation dans les régions des réacteurs à fusion. Les données EFF et EAF ont été portées à 55 MeV, de façon à pouvoir modéliser l'Installation internationale d'irradiation des matériaux destinés aux réacteurs à fusion (IFMIF).

L'utilisation d'un code diffusé au niveau international, comme le MCNP, présente un avantage considérable quand les ensembles de données associés, générés à partir des bibliothèques de données nucléaires actuelles, sont également accessibles. On pourrait envisager d'étendre cet avantage à des codes déterministes sélectionnés qui sont largement disponibles et utilisés, (comme cela a été fait pour WIMS-D dans le cadre du projet WLUP de l'AIEA).

3.7 Conclusions

Assurer la continuité des installations et de l'expertise

La Liste des demandes prioritaires de données nucléaires fait apparaître la continuité et l'importance des besoins en matière de mesures de données nucléaires de haute précision. Toutefois, le nombre de chercheurs travaillant dans ce domaine a diminué au cours des 20 dernières années, et un grand nombre d'installations de mesures différentielles et intégrales ont été fermées. Une nouvelle installation existe en Europe occidentale, au CERN. Néanmoins, les mesures relatives aux applications de technologie nucléaire effectuées au CERN, ainsi que celles réalisées à l'IRMM de Geel, sont financées par la Commission européenne, et il n'existe aucune garantie que ce financement se poursuivra sur le long terme.

Les départements universitaires de physique nucléaire ont apporté une contribution considérable par le passé, et ils jouent encore un rôle important. Toutefois, certains jeunes chercheurs considèrent que les frontières de la recherche en physique nucléaire ne s'arrêtent plus aux données nucléaires. On peut en effet s'attendre à une diminution de la contribution des universités, ce qui oblige à envisager les possibilités de remplacement à l'avenir. Cette tendance constitue aussi un problème pour le recrutement de chercheurs expérimentés afin de compenser les départs à la retraite.

Aux États-Unis, une contribution importante est apportée par des scientifiques à la retraite qui continuent d'effectuer des mesures et des recherches à temps partiel. En France également, les chercheurs en retraite sont invités à jouer un rôle dans l'accompagnement de scientifiques plus jeunes et à participer à la recherche. Il est plus rare que ces chercheurs puissent bénéficier des installations nécessaires dans d'autres pays, sauf dans les universités. Dans certains pays (en France, par exemple), des efforts ont été déployés pour former de jeunes chercheurs afin de préserver le niveau d'expertise nécessaire. D'autres pays pourraient envisager des dispositifs similaires.

Plusieurs programmes assurent un suivi de la situation. On peut citer par exemple l'initiative entreprise par le projet du CSN et de FRAMATOME sur « L'expertise nucléaire et les établissements de recherche en Europe ».

Obtention d'échantillons pour les mesures

Il est de plus en plus difficile d'obtenir des échantillons utilisables pour des mesures. Ceci ne s'applique pas seulement aux échantillons radioactifs. Des problèmes peuvent survenir à chaque étape : obtenir un financement, trouver un matériel adapté, faire fabriquer la cible, analyser l'échantillon et l'évacuer après irradiation.

Continuité du soutien apporté par les centres de données internationaux

Les données nucléaires mesurées et évaluées de base sont partagées au niveau international, et il est donc justifié que les organisations internationales soutiennent les travaux dans ce domaine. Néanmoins, l'industrie nucléaire, les organisations chargées de la conception et de la recherche, et les administrations responsables de la planification à long terme de l'approvisionnement énergétique et de l'élimination des déchets, doivent suivre l'évolution de la situation pour s'assurer qu'un niveau d'assistance suffisant est fourni.

Besoins en données nucléaires

La justification de certaines demandes apparaissant dans les listes de besoins en données nucléaires n'est pas toujours suffisante. Des efforts supplémentaires devraient être réalisés à cet égard. Une collaboration entre utilisateurs, évaluateurs et spécialistes des mesures serait nécessaire pour y parvenir. L'étude entreprise par le Comité français des données nucléaires (CFDN) offre un exemple de cette approche. Il faut également prendre en compte le temps exigé par la préparation et la réalisation des mesures, ainsi que par les évaluations ultérieures.

Des besoins bien justifiés devraient être financés par l'industrie nucléaire, pour montrer aux organismes qui financent les installations que le travail qu'ils accomplissent est apprécié. Des représentants des chercheurs chargés des mesures devraient participer aux réunions des projets d'évaluation et prendre en compte les opinions qui y sont exprimées en ce qui concerne les besoins et les priorités.

Maintien des activités d'évaluation des données nucléaires

Le nombre de chercheurs participant aux études d'évaluation et de validation a chuté de manière significative. Plusieurs pays qui avaient auparavant apporté des contributions importantes les ont maintenant interrompues. Le maintien des activités d'évaluation des sections efficaces en France est une exception qui mérite d'être signalée. Les efforts consacrés à l'évaluation des données de structure nucléaire dans le cadre du projet de Fichier des données évaluées de structures nucléaires (ENSDF) ont fortement diminué, et ont été accompagnés d'une importante réduction des contributions ne provenant pas des États-Unis.

Validation des nouvelles bibliothèques de données nucléaires

Avant d'accepter de nouvelles évaluations de données nucléaires, les utilisateurs doivent être convaincus qu'ils pourront en retirer des bénéfices. Ceci suppose des programmes de validation approfondis pour l'application particulière qui intéresse l'utilisateur. Les utilisateurs doivent s'assurer que les études de validation entreprises par les projets de bibliothèques de données couvrent leurs besoins.

Conservation des données intégrales

Une analyse des travaux de conservation des données intégrales devrait être entreprise pour s'assurer s'ils sont suffisants. Au Laboratoire national d'Argonne (ANL), les documents de laboratoire détaillant les mesures de données nucléaires différentielles et les études de données nucléaires

correspondantes ont été scannés, et sont accessibles sur Internet. D'autres laboratoires devraient être encouragés à procéder de la même manière, à la fois pour les données de mesures différentielles et intégrales et pour les études associées.

Informations sur les incertitudes des données nucléaires

L'intégration des informations sur les incertitudes aux fichiers de données évaluées n'a pas progressé aussi rapidement qu'on pouvait l'espérer. Ces éléments sont maintenant inclus dans JENDL-3.3 pour les matériaux les plus importants et dans les fichiers EFF, mais ils ne figurent pas encore pour la totalité des matériaux principaux dans JEFF-3. Des fichiers de covariance sont intégrés à ENDF/B-VI pour un certain nombre de matériaux, mais beaucoup reste à faire.

Production d'ensembles de données destinés aux applications

Des bibliothèques de données d'application ont été élaborées à partir des fichiers actuels pour le code Monte Carlo MCNP et pour les applications aux réacteurs rapides et aux protections (dans des structures de groupes standard en utilisant une simple analyse de l'autoprotection des résonances de type Bondarenko). Les ensembles de données pour les applications aux réacteurs thermiques sont plus problématiques, du fait de la plus grande complexité de l'analyse de l'autoprotection des résonances qui est requise. Le projet WLUP de l'AIEA a coordonné la production d'ensembles de données à partir des bibliothèques de données actuelles pour le code WIMS-D, mais ceci n'a pas été fait pour d'autres systèmes de codes.

L'élaboration d'un format standard pour les ensembles de données appliquées aux calculs sur les réacteurs thermiques, comportant une analyse standard des régions de résonance (basée peut-être sur une analyse fine par groupe et sous groupe, ou une représentation par la méthode des moments), aiderait considérablement à réduire le travail exigé par le traitement des données pour des applications, et ferait disparaître une source d'ambiguïté dans les comparaisons des résultats des benchmarks. Jusqu'ici, un accord a seulement été obtenu sur des limites communes des groupes d'énergie, comme la structure Xmas à 172 groupes pour les applications aux réacteurs thermiques et la structure Vitamin-J à 175 groupes pour les applications de protection et de dosimétrie. Un accord sur une méthode commune de représentation des données des régions de résonance dans les applications serait souhaitable, bien que probablement difficile à réaliser. Bien que cela soit probablement difficile à réaliser, il serait souhaitable d'obtenir un accord sur une méthode commune de représentation des données sur les régions de résonances dans les applications.

3.8 Recommandations

- La poursuite d'une coopération internationale est vitale et doit être encouragée. Les membres du CSN doivent s'assurer que les centres de données continuent de bénéficier des moyens nécessaires, et que les divers projets de coopération internationale reçoivent l'appui nécessaire des représentants de leurs pays.
- Les spécialistes des mesures représentés au WPEC doivent dire si la Liste des demandes prioritaires (HPRL) actuelle apporte les orientations nécessaires à la programmation des travaux, ou si des efforts supplémentaires doivent être fournis. Le sous-groupe du WPEC responsable de la liste HPRL doit dire si, à son avis, des efforts supplémentaires doivent être apportés à la cohérence de la liste, afin de s'assurer que les demandes sont justifiées et

clairement définies. Les membres du CSN doivent veiller à ce que les demandes de données émanant de leurs pays soient examinées de manière détaillée. Le CSN doit aussi inciter l'industrie nucléaire à financer des mesures essentielles pour souligner l'importance qui leur est accordée.

- Le CSN doit s'assurer que la continuité des installations et du savoir-faire fait l'objet d'un suivi régulier, adapté au niveau requis, en demandant au WPEC de fournir des déclarations périodiques sur la situation. Les aspects connexes du travail, comme la disponibilité d'échantillons pour les mesures, doivent également être évoqués.
- Les membres du CSN doivent proposer des mesures prises dans leur pays pour assurer la continuité de l'expertise.
- Les membres du CSN doivent être invités à prendre des mesures pour s'assurer que les résultats et les documents relatifs aux mesures différentielles et intégrales et les études connexes réalisées dans leur pays sont correctement archivés et mis à jour. Les résultats d'expériences doivent être conservés dans des bases de données internationales sous forme de benchmarks à chaque fois que cela est possible. Des dispositions doivent également être prises pour que les documents soient scannés et accessibles sur Internet.
- Des ensembles de données d'application ont été produits pour le code Monte Carlo MCNP, diffusé internationalement, et pour plusieurs autres applications, notamment WIMS-D. Le CSN devrait envisager de demander aux centres de données de produire à partir des bibliothèques actuelles des ensembles de données d'applications supplémentaires pour certains systèmes de code utilisés internationalement.

Annexe 1

INSTALLATIONS DE MESURE DES DONNÉES NUCLÉAIRES DE BASE

Cette annexe a pour objet de fournir des renseignements résumés sur les principales installations assurant les mesures des données nucléaires de base (ou différentielles). Elle comprend en particulier les équipements qui sont utilisés, ou qui conviendraient à la mesure des données nucléaires nécessaires à la conception, l'évaluation de la sûreté et l'exploitation des réacteurs à fission conventionnels, des réacteurs à fusion et des installations connexes de gestion des déchets et de déclassement. Cette annexe ne prétend toutefois pas être exhaustive.

Installations de mesure en Europe occidentale

Les principales installations destinées aux mesures différentielles des sections efficaces des données d'interaction à des énergies inférieures à 20 MeV sont situées dans le laboratoire du Centre de recherche de la Commission européenne, l'Institut des mesures et matériaux de référence (IRMM) à Geel, en Belgique. La gestion et la transmutation des déchets, (notamment les installations de gestion des déchets), constitueront le principal thème du prochain Programme cadre de la Commission. Des mesures pour le développement de nouveaux concepts de réacteurs innovants seront aussi entreprises, mais leur priorité sera moindre. L'intérêt se porte de plus en plus sur les hautes énergies. Mais le domaine d'énergie accessible à Geel (<20 MeV) reste le plus important. Il est prévu de poursuivre la rénovation de l'accélérateur linéaire GELINA, la modernisation du Van de Graaff étant achevée.

L'installation n-TOF du CERN, près de Genève, est financée partiellement par le Programme cadre de la Commission européenne. Les mesures de n-TOF complètent celles qui sont effectuées à Geel, et une collaboration étroite existe entre les deux laboratoires. Les deux installations ont des flux neutroniques moyens similaires, au-dessous de 10 MeV, mais le n-TOF peut atteindre un pic de flux 1 000 fois supérieur. L'installation du CERN est donc idéale pour les mesures d'échantillons radioactifs, mais du fait de son pic de flux élevé, les mesures de transmissions ne peuvent y être effectuées. Les mesures des sections efficaces de capture, par exemple, sont réalisées au CERN, tandis que les sections efficaces totales sont mesurées à Geel. Le programme de mesures 2002 a porté sur la capture dans ^{97}Au , ^{56}Fe , ^{151}Sm , ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb , ^{209}Bi et ^{232}Th , et la fission de ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U et ^{232}Th . L'installation n-TOF du CERN a un facteur d'utilisation inférieur à celui de GELINA, le flux total des deux machines étant similaire.

La collaboration autour de n-TOF réunit les partenaires du contrat avec la Commission européenne, auxquels viennent s'ajouter d'autres instituts d'Europe centrale et orientale et des États-Unis, qui ne peuvent avoir accès au contrat de la CE. Elle regroupe près de 150 chercheurs de 40 instituts, et bénéficie de liens avec plusieurs laboratoires qui disposent d'installations neutroniques. Outre l'IRMM et n-TOF, d'autres laboratoires disposent d'équipements Van de Graaff : l'Instituto Tecnológico e Nuclear de Lisbonne, au Portugal, le site de Bordeaux-Gradignan, en France, le Groupe de nucléosynthèse stellaire du IK3/Forschungszentrum de Karlsruhe, en Allemagne et les Laboratoires nationaux de Legnaro en Italie.

Au Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB) de Braunschweig, en Allemagne, des mesures sont effectuées sur les sections efficaces d'activation neutronique et les sections efficaces de diffusion neutronique (DX et DDX) entre 6 et 15 MeV, à l'aide d'un cyclotron compact à énergie variable et d'un spectromètre neutronique à temps de vol. L'office dispose également d'un accélérateur Van de Graaff utilisé pour produire des neutrons monoénergétiques et des photons de haute énergie.

Des mesures de sections efficaces d'activation à des énergies de l'ordre du MeV sont réalisées à l'aide de méthodes radiochimiques par l'Institut für Nuklearchemie, du Forschungszentrum Jülich, en Allemagne. Des particules interagissantes sont produites à l'aide d'un des deux cyclotrons. La mesure des sections efficaces de production en cible épaisse de radio-isotopes utilisés dans des applications médicales constitue une autre partie importante du programme de ce site. Toujours en Allemagne, le programme du GSI Darmstadt, qui utilise l'accélérateur d'ions lourds et le séparateur isotopique en ligne associé, comprend des études sur les caractéristiques des noyaux radioactifs.

Au Laboratoire de recherche neutronique de Studsvik de l'Université d'Uppsala, en Suède, l'installation de production d'ions radioactifs par séparation isotopique en ligne OSIRIS, associée au réacteur de recherche R2-0, est utilisée pour l'étude des rendements et des propriétés de décroissance des produits de fission. Le réacteur et l'installation ont été récemment rénovés. Plusieurs autres installations sont associées au réacteur. Les mesures sont effectuées sur une base commerciale.

Le séparateur en masse LOHENGRIN de l'Institut Laue-Langevin de Grenoble, France, est aussi utilisé pour l'étude des rendements des produits de fission. Les faisceaux de neutrons à basse énergie du réacteur à haut flux peuvent être utilisés pour mesure des sections efficaces dans le domaine des énergies thermiques. Il est également possible d'irradier des échantillons dans le flux élevé du réacteur, et d'obtenir des données de sections efficaces intégrales par analyse de la composition des échantillons après irradiation. Les mesures sont réalisées par des équipes de chercheurs de différents laboratoires.

Plusieurs autres installations, dont des accélérateurs Van de Graaff, sont utilisées pour les mesures de sections efficaces différentielles correspondantes. Un certain nombre d'installations peuvent servir à des mesures jusqu'à 14 MeV. Certaines sont utilisées pour des études portant sur l'activation et l'échauffement des matériaux destinés à la fusion.

Certaines installations peuvent effectuer des études à des énergies supérieures à 20 MeV. À l'Université catholique de Louvain (UCL) en Belgique, un cyclotron est utilisé pour des mesures d'interaction neutronique dans la plage d'énergie située entre 25 et 70 MeV. On a procédé récemment à des mesures de sections efficaces doublement différentielles pour l'émission de particules chargées légères, par ex. (n,px), dans des réactions induites par des neutrons à la fois sur des matériaux légers (C, Al, Si) et des matériaux lourds (Fe, Co, Pb, Bi, U-nat).

Des mesures d'interaction de neutrons monoénergétiques sont réalisées dans l'installation à faisceau de neutrons de l'accélérateur du Laboratoire Svedberg de l'Université d'Uppsala, en Suède. Des études sont effectuées sur la diffusion neutron-proton, les réactions d'échange de charges (n,p) dans les noyaux, la diffusion élastique des neutrons sur des noyaux, et la dynamique de fission des neutrons rapides.

Installations de mesure au Japon

Les installations exploitées par le JAERI comprennent la source de neutrons de fusion (FNS) de 14 MeV et un accélérateur tandem de 20 MV, fournissant des neutrons monoénergétiques dans les domaines d'énergies 9-13 et 17-30 MeV. Des mesures récentes ont porté sur des sections efficaces

d'activation autour de 14 MeV et des spectres de neutrons secondaires et de gammas, pour des expériences d'intercomparaisons sur des données intégrales. Un complexe polyvalent avec un accélérateur intense de protons est en cours de construction, en collaboration avec l'Organisation de recherche avec des accélérateurs de haute énergie (KEK) à Tsukuba. Il comprendra une source intense de neutrons de spallation pour la diffusion neutronique. Des propositions sont faites dans le cadre de ce projet pour l'installation de lignes de faisceau et/ou de cibles adaptées à la mesure de données nucléaires, dans une région s'étendant des neutrons thermiques au GeV. Equipés de cette manière, l'accélérateur et la source de neutrons seront très utiles aux mesures de données nucléaires.

Le Dynamitron pulsé, qui fournit des neutrons monoénergétiques entre 8 keV et 20 MeV et des sources sur des domaines énergétiques larges, est basé dans le Département de physique quantique et d'ingénierie de l'énergie de l'Université de Tohoku. Dans le Centre du cyclotron et des radioisotopes de l'université se trouve le cyclotron à Modulation de champ azimutale (AVF) $k = 110$, qui fournit des neutrons quasi-monoénergétiques jusqu'à 90 MeV et des données de sections efficaces d'activation dans la région des 30 à 90 MeV. Des mesures de rendements doublement différentielles de neutrons en cible épaisse sont en cours pour des réactions (p,n) et (d,n) pour des protons et des deutérons à des dizaines de MeV.

À l'institut de technologie de Tokyo se trouve le Pelletron, de 3 MV, qui produit des neutrons monoénergétiques à spectre continu entre 10 keV et -1 MeV à partir d'une réaction (p,n) avec le ^7Li . Des mesures sont effectuées sur les réactions (n, γ) et les spectres gamma pour des cibles et des éléments astrophysiques (qui présentent un intérêt pour la transmutation nucléaire), en utilisant des détecteurs gamma à haute efficacité et/ou haute résolution. Au Département d'ingénierie nucléaire de l'Université d'Osaka, OKTAVIAN, une source intense de neutrons de 14 MeV, qui peut fonctionner en mode pulsé à 2 ns ou en mode continu, est utilisée pour des sections efficaces d'activation et des expériences d'intercomparaison. Au Centre de recherche de physique nucléaire se trouve un cyclotron annulaire de 400 MeV, utilisé principalement pour des expériences de physique nucléaire.

L'Institut du réacteur de recherche de l'université de Kyoto comporte un réacteur de recherche doté d'un certain nombre de tubes de faisceau et de positions d'irradiations. Il possède également un accélérateur linéaire d'électrons pulsé à temps de vol et un spectromètre associé utilisant le plomb comme milieu ralentisseur. En outre, un générateur de neutrons de 14 MeV associé à l'Assemblage critique de l'université de Kyoto (KUCA) peut être utilisé soit en mode pulsé soit en mode continu. Il existe une base de temps de vol associée pour des mesures de type temps de vol. Des mesures récentes ont porté sur les sections efficaces totales, de capture et de fission dans la région située entre le domaine d'énergie thermique et le domaine de résonance des actinides mineurs, et les sections efficaces totales et de capture des isotopes des produits de fission et des éléments absorbants.

L'Université de Kyushu dispose d'un accélérateur Van de Graaff tandem qui fournit des faisceaux de protons et de deutérons polarisés et non polarisés jusqu'à environ 19 MeV. Des études sont effectuées sur des réactions induites par des protons. Au KEK, un synchrotron à protons de 12 GeV fournit des protons et des pions dans les domaines des centaines de MeV et du GeV. Ces faisceaux sont utilisés par l'Université de Kyushu et le JAERI pour des mesures doublement différentielles d'émission de neutrons pour des réactions induites par des protons et des pions.

Il existe plusieurs séparateurs isotopiques en ligne convenant à l'étude des rendements et des propriétés de décroissance des produits de fission. KUR-ISOL est associé au réacteur de recherche de l'Université de Kyoto ; TIARA-ISOL est associé au cyclotron AVF du JAERI à Tsukuba ; et JAERI-ISOL est associé à l'accélérateur tandem du JAERI de Tokai.

Installations de mesure aux États-Unis

Le Neutron Science Centre du Laboratoire national de Los Alamos (LANSCE) dispose de deux sources de spallation. À l'installation WNR, les neutrons ne sont pas ralentis par un modérateur et vont d'environ 100 keV à 800 MeV. Au centre Lujan, les neutrons sont modérés et se situent entre le domaine sub-thermique et environ 100 keV. Il existe un certain nombre de bases de temps de vol pour les mesures de temps de vol pour chaque source. En tenant compte de toutes les capacités, des mesures de données nucléaires peuvent être faites sur 16 ordres de grandeur d'énergie neutronique.

Un certain nombre d'améliorations ont été apportées au cours des dernières années. L'accent a été mis récemment sur les mesures de sections efficaces totales pour une gamme de matériaux dans le domaine d'énergie de 5 à 560 MeV jusqu'à une précision de 1 % ou supérieure, et sur des sections efficaces (n,xg), (n,xp) et (n,x α) jusqu'à plusieurs centaines de MeV. Des mesures approfondies de fission ont également été effectuées ces dernières années, avec une nouvelle capacité de mesure de spectres de fission de neutrons prompts. Des mesures ont commencé sur les sections efficaces de capture neutronique de radio-isotopes. Un financement a été accordé à des travaux portant sur la transmutation des déchets, notamment sur les besoins d'applications avancées pour des études de transmutation avec accélérateur.

Le Laboratoire national d'Oak Ridge (ORNL) dispose d'une installation avec un accélérateur linéaire d'électrons à temps de vol (ORELA), avec une source neutronique blanche pulsée pour une gamme allant des énergies sub-thermiques jusqu'à 80 MeV. Des améliorations ont récemment été apportées à l'installation de mesure des captures neutroniques. Les mesures récentes portent sur la transmission et la fission de ^{233}U , la transmission et la capture dans Al, et la capture dans Si, Cl et K. La construction de la nouvelle Source de neutrons de spallation (SNS) a commencé en 1999. Elle devrait s'achever en 2006, avec un coût total de 1,4 milliards de dollars. Cette source utilisera une cible en mercure et un faisceau de protons de 1 GeV, délivrant ainsi le faisceau de neutrons le plus puissant au monde. Bien que cette installation s'intéresse principalement à la diffusion neutronique pour des recherches sur la matière condensée, une ligne de faisceau est proposée pour des mesures de données nucléaires et une autre pour des mesures de physique fondamentale.

L'Institut national des normes et technologies (NIST) dispose d'un réacteur de recherche avec une source refroidie à l'hydrogène liquide et une installation avec une source de Cf. Des longueurs de diffusion cohérente très précises ont été mesurées dans le réacteur pour H, D, ^3He , Si et ^{208}Pb , à l'aide d'interféromètres à neutrons. Ces données peuvent être utilisées dans l'évaluation de sections efficaces nucléaires. Des mesures de sections efficaces sont réalisées à l'aide d'installations dans d'autres laboratoires, l'accent étant mis sur les mesures à haute précision liées aux sections efficaces de référence, comme la distribution angulaire pour H(n,n), la section efficace totale pour ^3H , et les sections efficaces de réaction pour $^{10}\text{B}(n,\alpha)$, $^{235}\text{U}(n,f)$ et $^{238}\text{U}(n,f)$.

Le Département de physique de l'Université de l'Ohio dispose d'un accélérateur tandem pulsé, produisant des faisceaux de p, d, ^3He et ^4He , avec les bases de temps de vol associées. Des études de caractérisation de source neutronique ont été effectuées pour des cibles d'arrêt pour les réactions Be(p,n), Be(d,n) B(d,n) et Al(d,n). Des mesures se poursuivent sur des réactions qui fournissent des informations sur les densités de niveaux nucléaires. Des mesures ont été effectuées sur la réaction F(p, $\alpha\gamma$) pour des énergies de proton allant jusqu'à 6 MeV. Ce projet vise à fournir un moyen de rechercher des matériaux nucléaires spéciaux à travers les réactions (γ,n) et (γ,f). La collaboration entre l'Université de l'Ohio, le NIST et le LANL a récemment abouti à une mesure de précision de la section efficace de diffusion neutron-proton aux alentours de 10 MeV pour des travaux sur les références neutroniques.

L'accélérateur linéaire du Laboratoire Gaertner de l'Institut Polytechnique Rensselaer a été récemment rénové. Des mesures de transmission et capture neutroniques ont été effectuées pour Cs, Sm, ^{155}Gd et ^{157}Gd , et des mesures de transmission pour ^{236}U . L'accélérateur pulsé Van de Graaff de l'Université de Lowell/Massachusetts produit des neutrons monoénergétiques. Des mesures sont effectuées sur la diffusion neutronique élastique et inélastique et les sections efficaces totales. Des travaux récents ont porté sur $^{159}\text{Tb}(n,n'\gamma)$ au-dessous de 1 MeV et des mesures de sections efficaces totales pour ^{235}U , ^{159}Tb et ^{169}Tm de 200 à 400 keV. L'École des mines du Colorado dispose d'un petit accélérateur Cockroft-Walton, utilisé pour générer des données nucléaires pour l'astrophysique, principalement en ce qui concerne les réactions de protons et deutérons à faible énergie sur des noyaux très légers.

Une coopération très étroite existe tant au niveau national qu'international entre des chercheurs travaillant dans les différents laboratoires et les installations sont utilisées par des équipes internationales. Par exemple, des scientifiques du Laboratoire national d'Argonne, de l'Université de l'Ohio et du NIST ont coopéré sur des mesures effectuées dans des laboratoires aux États-Unis, en Europe occidentale et au Japon. Ces mesures portent notamment sur les rayonnements gamma issus de la réaction $^{19}\text{F}(p,\alpha-\gamma)^{16}\text{O}$, qui sont adaptés à l'investigation des matériaux. Des chercheurs de l'École des mines du Colorado ont réalisé des mesures de particules chargées à l'aide du Faisceau d'ions radioactifs de Holifield (HRIBF) à l'ORNL.

Installations de mesure en Chine

L'Institut chinois de l'énergie atomique dispose d'un accélérateur tandem Van de Graaff, qui produit des faisceaux pulsés de deutérons et de protons à partir desquels des neutrons sont produits à l'aide de cibles en deutérium ou en tritium gazeux. Il existe également des installations à l'Institut de physique des ions lourds de l'Université de Pékin (Van de Graaff), à l'Université du Sichuan et à l'Université de Lanzhou (14,7 MeV). Des mesures ont été effectuées sur des sections efficaces doublement différentielles (n,n) et (n, α), des sections efficaces d'activation, des spectres gamma et des rendements de produits de fission.

Installations de mesure en Russie

Un certain nombre d'installations existent à l'Institut de physique et d'ingénierie électrique d'Obninsk :

- Un Van de Graaff, délivrant un faisceau continu ou pulsé de protons ou de deutérons, produisant des neutrons monoénergétiques ou à spectre large.
- Un accélérateur en cascade de protons ou deutérons produisant des neutrons monoénergétiques.
- Un accélérateur tandem de protons ou deutérons produisant des neutrons monoénergétiques.
- Une source neutronique de 14 MeV, pulsée ou continue.
- Un accélérateur d'électrons de 30 MeV.

Des mesures ont récemment porté sur les sections efficaces de fission d'isotopes du Cm, des rendements de produits de fission pour ^{232}Th et ^{237}Np , des rendements de neutrons retardés et d'abondances relatives en fonction de l'énergie des neutrons incidents, des spectres de neutrons de fission prompts, et des sections efficaces et des diffusions inélastiques totales.

Le Laboratoire de physique neutronique Frank de Doubna compte deux réacteurs pulsés qui produisent de puissants faisceaux de neutrons pulsés, un réacteur sous-critique piloté par un accélérateur, et un réacteur critique prompt pulsé. Des mesures récentes ont porté sur les rendements de neutrons retardés. La construction d'une nouvelle installation à haut flux (INES) est en projet.

Installations de mesure en Europe centrale et orientale

Un certain nombre d'activités sur les données nucléaires existent en Europe centrale et orientale. À l'Institut ATOMKI de l'Université de Debrecen, en Hongrie, des mesures sont effectuées sur des données nucléaires destinées aux techniques nucléaires, particulièrement des rendements de réactions pour produire des isotopes instables pour des applications médicales et des analyses d'activation. Des chercheurs d'un certain nombre de pays d'Europe centrale et orientale (Bulgarie, Hongrie, Roumanie et Slovaquie) participent à des expériences de données nucléaires à l'IRMM de Geel dans le cadre de collaborations PECO.

Annexe 2

SOUS-GROUPES DU GROUPE DE TRAVAIL SUR LA COOPÉRATION INTERNATIONALE POUR L'ÉVALUATION DES DONNÉES NUCLÉAIRES (WPEC)

Sous-groupes à long terme du WPEC

- Sous-groupe A – Codes de modèles nucléaires (*Coordinateurs : M. Chadwick et A. Koning*).
- Sous-groupe B – Formats et analyse (*Coordinateur : A. Trkov*).
- Sous-groupe C – Liste des demandes prioritaires (*Coordinateur : T. Fukahori*).
- Sous-groupe D – Données nucléaires de référence (*Coordinateur : A. Carlson*).

Sous-groupes à court terme du WPEC qui ont achevé leur tâche

- 1. Comparaison des données évaluées pour ^{52}Cr , ^{56}Fe et ^{58}Ni (*Coordinateur : C.Y. Fu*).
- 2. Génération de fichiers de covariance pour le fer-56 et le fer naturel (*Coordinateur : H. Vonach*).
- 3. Données sur les actinides dans le domaine thermique (*Coordinateurs : H. Tellier et H. Weigmann*).
- 4. Sections efficaces de capture et inélastique de ^{238}U (*Coordinateur : M. Baba*).
- 5. Section efficace de fission du Plutonium-239 entre 1 et 100 keV (*Coordinateur : E. Fort*).
- 6. Données sur les neutrons retardés (*Coordinateur : A. d'Angelo*).
- 8. Situation actuelle des données sur les actinides mineurs (*Coordinateurs : T. Nakagawa et H. Takano*).
- 9. Spectres de fission neutronique (*Coordinateur : D. Madland*).
- 10. Méthode d'évaluation des sections efficaces de diffusion inélastique pour des nucléides de produits de fission faiblement absorbants (*Coordinateur : M. Kawai*).
- 12. Modèles nucléaires pour des évaluations de données de hautes énergies allant jusqu'à 200 MeV (*Coordinateur : M. Chadwick*).
- 13. Données sur les énergies intermédiaires (*Coordinateurs : A. Koning et T. Fukahori*).

- 14. Traitement et validation des fichiers de données sur les énergies intermédiaires (*Coordinateur : A. Koning*).
- 15. Fluctuations des sections efficaces et effets d'autoprotection dans la région de résonance non résolue (*Coordinateur : F. Fröhner*).
- 16. Effets des différences de forme dans les densités de niveau de trois formalismes sur des sections efficaces calculées (*Coordinateurs : C.Y. Fu et M. Chadwick*).
- 17. Situation des sections efficaces de pseudo-produits de fission pour les réacteurs rapides (*Coordinateur : H. Gruppelaar*).
- 18. Capture de neutrons épithermiques de ^{235}U (*Coordinateur: C. Lubitz*).

Sous-groupes à court terme du WPEC qui poursuivent leur tâche

- 19. Sections efficaces d'activation (*Coordinateur : A. Plompen*).
- 20. Évaluation et traitement des données de covariance (*Coordinateur : T. Kawano*).
- 21. Bilan des évaluations sur les sections efficaces neutroniques pour la plupart des produits de fission (*Coordinateur : P. Oblozinsky*).
- 22. Données nucléaires pour l'amélioration des prédictions de réactivité sur les REL utilisant de l'U faiblement enrichi (*Coordinateur : A. Courcelle*).

Chapitre 4

COMPORTEMENT DU COMBUSTIBLE

4.1 Introduction

Ayant depuis longtemps reconnu la nécessité d'une coordination internationale pour l'amélioration des connaissances sur les problèmes scientifiques importants liés au comportement du combustible, le Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'AEN a créé à la fin de l'année 1993 le Groupe de travail sur les questions scientifiques liés au comportement du combustible (TFSFB). L'objectif initial de ce groupe de travail, tel qu'approuvé par le CSN, était d'identifier, pour les pays membres de l'AEN, les domaines prioritaires qui bénéficieraient d'une coopération et coordination internationales pour les études des phénomènes de base sous-jacents du comportement du combustible dans des conditions de fonctionnement normal. Ce groupe de travail avait également pour mission de conseiller le CSN sur les évolutions nécessaires, concernant les données, modèles et expériences, pour atteindre une meilleure compréhension du comportement du combustible et une amélioration des modèles prédictifs.

Les principaux résultats et conclusions du groupe de travail ont été résumés dans un rapport datant de 1995 [1], évoqué à la section 4.2, et qui présente le contexte d'une série de mesures prises par l'AEN sur plusieurs années. Ces initiatives et activités sont présentées ci-dessous, dans le but de rappeler les succès déjà obtenus et d'indiquer les orientations vers lesquelles il est souhaitable de poursuivre et d'étendre les activités actuelles dans l'avenir.

4.2 Problèmes importants pour la modélisation du comportement du combustible

La première mesure du TFSFB a consisté à identifier des sujets et auteurs potentiels afin d'analyser le niveau de compréhension d'alors, et d'identifier les domaines de priorité exigeant un travail supplémentaire. Cette mission effectuée, un rapport sur les sujets suivants a été publié [1]:

- *Performances thermiques* – calcul des températures du combustible, effet des paramètres de conception et effet de l'irradiation.
- *Relâchement des gaz de fission* – relâchement sous différents régimes de fonctionnement et effet d'un taux de combustion élevé.
- *Gonflement des produits de fission* – distinction entre le gonflement inéluctable des produits de fission solides, essentiellement fonction du taux de combustion et de l'accumulation des produits de fission, et du gonflement gazeux, qui dépend également du fonctionnement à forte puissance.
- *Fissuration par corrosion sous contrainte* – effets des contraintes, du temps et du relâchement des produits de fission sur le risque de rupture de gaine résultant de ce mécanisme.
- *Chimie du caloporteur* – pratique et surveillance actuelles ; ses effets sur la corrosion de la gaine parallèlement à ceux liés à la composition de l'alliage de zirconium et à son état métallurgique.

- *Hydrogène dans la gaine* – répartition et mesure.
- *Combustible défectueux* – détection et modélisation des processus de dégradation.
- *Combustible irradié* – entreposage à long terme dans des conditions humides et sèches.
- *Assurance qualité* – telle qu’appliquée aux matériaux, tests expérimentaux et production de données.

Le rapport concluait que, bien que le combustible dans les réacteurs nucléaires se soit avéré extrêmement fiable en termes de comportement et de sûreté, cela était souvent dû à des conditions d’exploitation du réacteur peu sollicitantes. Or, à l’avenir les exigences pourraient devenir plus strictes. L’exigence économique et l’amélioration des performances impliquent de calculer avec précision le comportement du combustible, sur la base de la meilleure estimation possible. Pour ce faire, des codes de comportement du combustible seraient nécessaires, validés par des données de grande qualité. À la suite de ce rapport, le groupe de travail a fait les recommandations suivantes pour les futures activités de l’AEN :

- Les pays et organisations devraient être encouragés à produire des efforts de recherche afin de réduire les incertitudes dans la modélisation d’aspects spécifiques du comportement du combustible, à savoir :
 - Performances thermiques et calcul des températures du combustible.
 - Relâchement des gaz de fission.
 - Gonflement et fluage de l’UO₂.
 - Comportement thermomécanique.
 - Comportement du combustible à fort taux de combustion dans des conditions transitoires.
- Comme étape préalable, un examen doit être effectué des données existantes.
- Une base de données dans le domaine public doit être constituée avec les expériences bien qualifiées et les données susceptibles d’être utilisées pour le développement de modèles et la validation de codes. Cette base de données devrait être organisée et conservée par la Banque de données de l’AEN.
- Des rencontres thématiques internationales couvrant des sujets les plus prioritaires devraient être organisées par l’AEN, en coordination avec l’AIEA. Des séminaires sur les performances thermiques, le relâchement des gaz de fission (RGF), et l’interaction mécanique Pastille-Gaine (IPG) sont tout particulièrement intéressants.

4.3 Identification des données expérimentales disponibles

Le deuxième rapport commandé par le TFSFB et publié par l’AEN était une analyse des données existantes qui pouvaient être mises à disposition pour atteindre l’objectif d’améliorer les performances des codes. Ce rapport [2] évoquait essentiellement les données produites dans le cadre du programme international réalisé par le Projet du Réacteur Halden, en Norvège.

Les conditions du réacteur Halden sont particulièrement bien adaptées aux études du comportement du combustible. Les conditions d'ébullition assurent une température constante du fluide caloporteur, et par conséquent une condition aux limites parfaitement définie permettant d'évaluer les performances thermiques résultant des mesures des températures à cœur du combustible. De même, la basse pression du système (32 bars) et le faible niveau de flux rapide garantissent un fluage négligeable de la gaine, éliminant ainsi un paramètre des évaluations des dimensions et températures du combustible en cours de vie. Néanmoins lorsque des conditions plus représentatives sont requises, des dispositifs d'irradiation spécifiques sont disponibles afin de simuler les conditions thermo-hydrauliques de température et de pression, ainsi que le spectre du flux de neutrons dans les REP (réacteurs à eau sous pression), REB (réacteurs à eau bouillante) et, plus récemment, les réacteurs avancés refroidis au gaz (AGR), tels qu'exploités en Grande-Bretagne.

Le rapport mettait en exergue certaines des expériences effectuées dans le réacteur Halden ainsi que les données les plus importantes qu'elles ont produites, susceptibles d'être utilisées dans les études sur le comportement du combustible. Comme on peut s'y attendre dans un projet qui génère des données depuis de nombreuses années, plusieurs études ont déjà été rédigées sur des sujets spécifiques. Le rapport du Groupe de travail en a fait un large usage, dans le but de démontrer l'étendue des informations disponibles, rassemblées sous la forme la plus utile pour le développement des codes de performance du combustible et leur validation.

Le rapport divisait les données en un certain nombre de catégories, en fonction de l'utilisation qui devait en être faite. À cet égard, les données n'étaient pas d'un intérêt universel. La répartition en trois catégories représentait la division la plus simple :

- *Données utiles au développement et à la validation de modèles* – telles que la dépression radiale du flux, le fluage du combustible, la densification et gonflement du combustible, et le fluage de la gaine. Ces « besoins amont » du développeur de code, bien qu'apparaissant peu fréquemment explicitement sont néanmoins essentiels pour obtenir une bonne description si l'on veut produire des prévisions fiables. Très souvent, ces données exigent des techniques de mesure spéciales ainsi que des dispositifs d'irradiation spécifiques.
- *Données ayant un intérêt direct pour les prescriptions de licences* – telles que les températures du combustible, la chaleur stockée, le relâchement des produits de fission, la pression interne du crayon, et la corrosion externe. Ces données sont particulièrement utilisées à des fins de validation.
- *Données pour le développement et l'optimisation du combustible* – telles que les performances des variantes de combustible et nouveaux matériaux de gainage, les effets des évolutions de la conception du combustible. Ces données sont du plus grand intérêt pour les fournisseurs de combustible en termes de développement et support de nouveaux produits.

Au sein de ces catégories, les données ont été abordées sous les rubriques phénoménologiques suivantes:

- Dépression radiale du flux.
- Performances thermiques.
- Densification et gonflement du combustible.
- Grossissement du grain d' UO_2 .

- Relâchement des produits de fission.
- Propriétés de la gaine.
- Interaction mécanique pastille-gaine (IPG).
- Comportement intégral.
- Effets du fort taux de combustion.

Le rapport analysait les expériences dans lesquelles des paramètres uniques étaient isolés pour l'étude (notamment la température au centre du combustible comme une fonction du jeu pastille-gaine du combustible), ainsi que des expériences portant sur le comportement intégral, dans lesquelles plusieurs effets étaient étudiés simultanément (tels que la température du combustible, les élongations de la gaine et de la colonne fissile et la pression interne du crayon en fonction de la puissance et du taux de combustion).

Parallèlement aux données du Projet Halden, le rapport examinait brièvement les données de certaines rampes de puissance effectuées à Studsvik, en Suède, et de trois projets d'études de relâchement des gaz de fission réalisés aux laboratoires de Risø, au Danemark. Ceux-ci s'étaient déjà avérés compatibles avec les expériences de Halden, particulièrement dans les domaines de la rupture par interaction pastille-gaine (IPG)/fissuration par corrosion sous contrainte (FCC) et de l'examen post-irradiation (EPI) du combustible testé en rampe de puissance.

Comme souligné dans le rapport, malgré la qualité des données disponibles, il était évident qu'existaient un certain nombre de domaines dans lesquels d'autres expériences étaient nécessaires. Avec l'évolution vers un taux de combustion de décharge plus élevé, il était devenu nécessaire d'étendre les données pour couvrir les extrêmes des taux de combustion et de puissance attendus dans les réacteurs commerciaux. Cela impliquait une extension progressive des données bien qualifiées aux taux de combustion supérieurs aux 70 MWj/kgU. À de tels niveaux de taux de combustion, de nouveaux effets commençaient à être découverts et des données supplémentaires étaient nécessaires sur des sujets tels que « l'effet RIM », l'influence du taux de combustion sur la conductivité thermique du combustible, la corrosion et l'hydruration de la gaine ainsi que les propriétés mécaniques de la gaine.

Bien que des données existaient sur les variations de températures lors des arrêts d'urgence du réacteur, pour l'analyse du transitoire, des données étaient nécessaires sur l'évolution des températures au cours des changements rapides de puissance. Peu nombreuses étaient (et sont encore) les données sur le sujet, alors qu'elles apporteraient un avantage pour calculer les accidents de réactivité ; par exemple, pour exploiter le retard entre l'augmentation de puissance et l'augmentation consécutive de température.

Le rapport soutenait l'initiative du TFSFB de mettre en place une base internationale d'expériences sur le comportement du combustible (IFPE), et recommandait l'intégration de données expérimentales identifiées dans le rapport, et provenant de ces trois programmes internationaux.

4.4 Base de données sur l'expérience internationale sur le comportement du combustible (IFPE)

Dès le début, il a été reconnu que la base de données IFPE devrait couvrir tous les systèmes de réacteurs à neutrons thermiques commercialement exploités, et qu'elle devrait inclure à la fois les données prototypes (c'est-à-dire résultant des irradiations de réacteur de puissance avec une caractérisation pré et post irradiation), et les données d'expériences de réacteur d'essai, avec une

instrumentation en pile et un PIE, explorant le comportement normal et anormal. Il a été reconnu que les expériences ont été effectuées lorsque les données présentaient un intérêt commercial ; ainsi, la majeure partie des détails du comportement du combustible MOX moderne reste propriété des vendeurs de combustible, et aucune remise en cause n'était envisagée à cet égard. Néanmoins, il a été considéré que la pastille combustible UO_2 gainée zircaloy était largement un produit standard et qu'en tant que tel, la diffusion de ce qui était auparavant des données propriétaires ne pouvait profiter qu'à la communauté du nucléaire dans son ensemble.

Un aspect spécifique de la compilation était l'intégration des données générées dans le cadre de programmes de recherche sponsorisés au niveau international, et dont les accords de confidentialité étaient arrivés à échéance. Ces données, bien que disponibles sur le principe, n'avaient pas encore été largement utilisées. L'intégration de ces données revêtait donc une importance particulière lorsque l'organisation qui en était l'auteur avait modifié son cadre de référence. Ainsi, les Laboratoires Risø au Danemark ne réalisent plus de recherches nucléaires et éprouvent aujourd'hui des difficultés à fournir les moyens nécessaires à la fourniture des informations issus de ses trois programmes sur relâchement des gaz de fission. Dans de tels cas, le danger est réel de perdre accès à l'ensemble des données.

4.4.1 Étendue des paramètres inclus

La base de données est limitée aux données sur le comportement du combustible en réacteur thermique, c'est-à-dire essentiellement du produit combustible standard UO_2 gainé zircaloy, bien que ne soit pas écarté l'ajout de produits avancés avec des variantes en termes de combustible et de gaine. Ainsi, les récents ajouts à la base de données comprennent le combustible MOX, le combustible $(U,Gd)O_2$, et le combustible défectueux. Les données englobent le comportement normal et incidentel, mais non les conditions d'accident entraînant la fusion du combustible et de la gaine, et se traduisant par une perte de géométrie.

Les données sur les températures du combustible, le relâchement des gaz de fission, la déformation de la gaine (telle que le fluage, ou la formation des plis) et les interactions mécaniques sont d'un intérêt particulier pour les modélisateurs. Parallèlement aux mesures directes de ces propriétés, tous les efforts sont faits pour inclure les informations de l'EPI relatives à la répartition des tailles de grain et porosités, ainsi que les mesures par microsonde (EPMA) et fluorescence X (XRF) sur le césium, le xénon et autres produits de fission et actinides.

L'accent a été mis sur l'intégration de données bien qualifiées qui illustrent des aspects spécifiques du comportement du combustible. Ainsi, des cas sont inclus qui traitent spécifiquement de l'effet de la largeur du jeu et du relâchement des gaz de fission sur le transfert de chaleur combustible-gaine. De même, dans le cadre du comportement thermique, l'effet du taux de combustion sur la conductivité thermique de l' UO_2 a été pris en compte. Cela est illustré par des cas dans lesquels les températures du combustible ont été mesurées tout au long d'une irradiation prolongée et à un taux de combustion élevé, et des cas où des tronçons de crayon combustible ont été reconditionnés avec des thermocouples nouvellement insérés. En ce concerne le relâchement des gaz de fission, les données recouvrent le fonctionnement normal et les rampes de puissance à différents taux de combustion pour du combustible fourni par différents vendeurs. Dans le cas des rampes de puissance, les données incluent des cas dans lesquels les mesures de pression en pile montrent les cinétiques de relâchement et l'effet du transfert axial de gaz ralenti par la fermeture du jeu pastille-gaine. Complétant ces études en pile, se trouvent des données de recuits thermiques hors-pile mesurant le relâchement des gaz de fission dans des conditions de température et de temps bien définies.

À l'heure actuelle, des ensembles de données d'environ 418 crayons/échantillons de diverses sources englobant les systèmes de réacteurs REP, REB, CANDU et VVER ont été inclus dans la base de données (cf. tableau 4.1).

Tableau 4.1. Données incluses dans la Base de données IFPE

Halden irradiated IFA-432	5 crayons
Halden irradiated IFA-429	7 crayons
Halden irradiated IFA-562.1	12 crayons
Halden irradiated IFA-533.2	1 crayon
Halden irradiated IFA-535.5 and .6	4 crayons
Third Risø Fission Gas Release Project	16 crayons
Risø Transient Fission Gas Release Project	15 crayons
SOFIT VVER Fuel Irradiation Programme	12 crayons
High Burn-up Effects Programme	81 crayons
VVER rods from Kola-3	32 crayons
Rods from the TRIBULATION programme	19 crayons
Studsvik INTER-RAMP BWR Project	20 crayons
Studsvik OVER-RAMP PWR Project	39 crayons
Studsvik SUPER-RAMP PWR Sub-programme	28 crayons
Studsvik SUPER-RAMP BWR Sub-programme	16 crayons
Studsvik DEMO-RAMP I – BWR	5 crayons
Studsvik DEMO-RAMP II – BWR	8 crayons
CEA/EDF/FRAMATOME Contact 1 and 2	3 crayons
AEAT-IMC NFB 8 and 34	22 échantillons
CEA/EDF/FRAMATOME PWR and OSIRIS ramped fuel rods	4 crayons
CENG defect fuel experiments	8 crayons
CANDU elements irradiated in NRU	36 crayons
Siemens PWR rods irradiated in GINNA	17 mini-crayons
CEA failed PWR rods irradiated in SILOE: EDITH-MOX 01	1 crayon
CNEA six power ramp irradiations with (PHWR) MOX fuels	5 crayons
BN GAIN (U,Gd)O ₂ fuel	4 crayons
INR Pitesti – RO-89 and RO-51 CANDU fuel type	2 crayons
Total	422 cas

4.4.2 Format des fichiers

Le critère adopté pour le format de fichier était essentiellement celui de la simplicité. Il a été considéré que les utilisateurs devaient être en mesure de lire les fichiers, quel que soit le logiciel commercial utilisé. Il a été reconnu que la majorité des codes était écrite en FORTRAN et par conséquent, tous les fichiers sont sous un simple format ASCII pour une interrogation aisée par éditeurs de fichier. Même les fichiers texte sont sous ce format, malgré les limites imposées par cette approche. Le format ASCII adopté n'empêche pas si on le souhaite un reformatage ultérieur dans un système de base de données commercial. Chaque ensemble de données possède les éléments communs suivants :

- *Résumé.* Il s'agit d'un fichier texte qui décrit l'objet de l'expérience ou la matrice d'essai et la portée des données obtenues.
- *Fichier Index.* Il s'agit également d'un fichier texte dressant la liste de tous les titres de fichiers avec un bref résumé de leur contenu.

- *Pré-caractérisation.* Inclut des informations sur les pastilles de combustible et le gainage utilisé, leur processus de fabrication, les dimensions et la composition chimique y compris les impuretés. Pour le combustible, cela est complété par des détails sur l'enrichissement, la répartition de la porosité, les résultats des tests de stabilité thermique et la microstructure. Pour le gainage, les informations supplémentaires comprennent les propriétés mécaniques, les caractéristiques de corrosion et la texture, lorsqu'elles sont disponibles. Les détails sur la géométrie du crayon de combustible indiquent les dimensions pertinentes, longueur, poids de la colonne de combustible, composition du gaz de remplissage et pression. Les détails des conditions d'irradiation du réacteur sont également inclus.
- *Historiques d'irradiation.* Tous les historiques sont sous forme condensée en ayant soin de garantir la préservation de toutes les caractéristiques essentielles. Lorsqu'il y a eu un profil axial de puissance significatif, l'historique est fourni dans 12 zones axiales maximum. Pour chaque intervalle de temps, les données fournies sont le temps, l'incrément de temps au cours duquel la puissance a été constante, la température externe de la gaine, et la puissance linéique locale, pour le nombre prescrit de zones axiales. Les informations sont fournies afin de calculer le flux de neutrons rapides et sa variation spatiale, si les informations sont disponibles.
- *Données en-pile.* Le cas échéant, des fichiers rassemblent dans des tableaux les données issues de l'instrumentation en-pile en fonction de variables telles que le temps, le taux de combustion ou la puissance. Par exemple, les crayons IFA-432 ont été équipés de thermocouples à coeur et de capteurs de dilatation de gaine. Des fichiers ont été créés dressant un tableau des températures à des puissances constantes de 20 et 30 kW/m en fonction du taux de combustion local pendant toute l'irradiation. À plusieurs reprises pendant l'irradiation, à des intervalles d'environ 5 MWj/kgU, la température est présentée par rapport à la puissance locale au cours des variations de puissance. Dans ce cas, les données sont reproduites directement à partir des fichiers originaux dans lesquels les signaux étaient reportés toutes les 15 minutes. Une procédure similaire a été adoptée pour les mesures de la dilatation de la gaine ; pendant de courtes périodes de puissance variable, d'une durée comprise entre 200-5 000 heures, la dilatation est présentée par rapport à la puissance moyenne du crayon en présentant des cas dans lesquels une interaction mécanique Pastille-Gaine a été observée.
- *Données de l'EPI.* Lorsque de tels examens ont été réalisés, les données sont enregistrées sous forme de tableau ou de texte. Les données dimensionnelles incluent des dimensions axiales et diamétrales avant et après l'irradiation, ainsi que les hauteurs de plis post irradiation lorsqu'elles étaient disponibles. Les données sur le relâchement des gaz de fission comprennent les valeurs globales crayon obtenues par perçage et spectrométrie de masse, les valeurs locales à partir de la dissolution de la pastille, et les répartitions spatiales sur la pastille telles que mesurées par gammamétrie, EPMA et XRF. La répartition de la porosité et de la taille des grains avant et après l'irradiation est donnée, ainsi que le rayon d'apparition de porosité intergranulaire lorsque de telles mesures ont été effectuées à partir de l'examen métallographique.

Toutes les données sont centralisées dans le système informatique de la Banque de données de l'AEN, à partir de laquelle sont envoyés tous les fichiers. Cette source unique de distribution est nécessaire à des fins d'assurance qualité, particulièrement pour le traçage et la diffusion des fichiers mis à jour ou corrigés. Grâce à l'expérience de l'AEN dans la gestion de banques de données, cet arrangement assure la disponibilité à long terme du service.

Souvent, les données de l'EPI ne sont disponibles que sous forme graphique ou sous photomicrographies, difficiles à préserver sous format ASCII. Pour cette raison a été étudiée la possibilité de scanner des schémas et photographies pouvant être stockés et récupérés sur support

CD-ROM. C'est pourquoi tous les rapports disponibles sur les ensembles de données compilées à ce jour ont été scannés et copiés sur un unique CD-ROM. Les fichiers sont tous sous format PDF et peuvent être lus et imprimés facilement à l'aide de logiciels largement diffusés.

4.5 Séminaires internationaux

4.5.1 Comportement thermique

L'initiative de tenir des séminaires internationaux a débuté avec le séminaire sur les « Performances thermiques du combustible eau légère à fort taux de combustion », qui s'est déroulé du 3 au 6 mars 1998 sur le site de Cadarache du CEA, en France. Coorganisé par le CEA, l'AEN, et l'IAEA, le séminaire a été accueilli par le Département d'études des combustibles. Soixante-six experts de 19 pays et quatre organisations internationales [3] ont participé à cet événement.

Consacrées aux données sur la conductivité thermique du combustible et la modélisation de la conductivité thermique, les deux premières sessions ont été suivies par un premier débat d'experts, présidé par Hubert Bairiot et Louis-Christian Bernard, portant sur les questions émergentes relatives à la conductivité thermique. La troisième session abordait quant à elle la modélisation de l'évolution du jeu pastille-gaine et a été suivie par un deuxième débat d'experts sur les questions de l'évolution du jeu et du transfert de chaleur, présidé par Gary Gates et Marc Lippens. Enfin, les deux dernières sessions évoquaient les bases de données expérimentales et les progrès dans le développement de code sur les aspects thermiques.

Un ultime débat, présidé par J.A. Turnbull et Daniel Baron, examinait les conclusions des deux débats sur la conductivité thermique et la conductance thermique du jeu et résumait les principales conclusions du séminaire. Ces conclusions sont décrites ci-après.

Conductivité thermique du combustible

- *Corrélations de conductivité thermique du combustible.* Les corrélations initiales de conductivité thermique sont parfaitement établies pour la quasi-totalité des oxydes de combustibles chargés dans les réacteurs commerciaux. L'influence de paramètres tels que la température, la stoechiométrie, la teneur en plutonium et en gadolinium est relativement bien connue. Certains modèles sont capables de tenir compte simultanément de tous ces paramètres.
- *Combustibles MOX.* La non-homogénéité du combustible MOX peut être prise en compte par des techniques mathématiques d'homogénéisation. Néanmoins, même pour des teneurs élevées en Pu, la conductivité thermique du MOX est proche de celle de l'oxyde d'uranium dans la mesure où le O/M est proche de 2 000. Les intervenants semblaient s'accorder sur une dégradation de 4-5% par 10% Pu. Néanmoins, il a été montré qu'un écart à la stoechiométrie a un effet plus fort.
- *L'effet du taux de combustion.* Grâce à des mesures en-pile de la température à coeur et à des mesures hors pile de diffusivité thermique, l'effet du taux de combustion sur la conductivité thermique du combustible a été évalué jusqu'à 80 MWj/KgU. Il y a une certaine concordance entre ces deux méthodes.
- *Variation de la capacité calorifique (C_p) avec le taux de combustion.* L'analyse des enregistrements de température lors des arrêts du réacteur de Halden montre qu'une légère augmentation de C_p avec le taux de combustion est probable. Néanmoins, on estime que cette

variation de C_p avec le taux de combustion peut être négligée. Les données expérimentales attendues dans un proche avenir permettront vraisemblablement la vérification de cette hypothèse.

- *Transfert de chaleur dans le rim.* L'évolution de la conductivité thermique du rim n'est pas encore clairement connue. La dégradation thermique due à l'apparition de nombreuses porosités micrométriques pourrait être compensée par la guérison des défauts de la matrice concomitant à cette accumulation de porosités. Afin d'étudier l'effet résultant de la structure rim, des échantillons irradiés à forts taux de combustion à des températures inférieures à 800 K sont nécessaires. D'autres questions demeurent ouvertes sur le relâchement des gaz de fission du rimet sur sa variation de volume pendant l'accumulation de porosités.
- *Autres besoins.* Les données manquent sur la dégradation du taux de combustion à température supérieure à 1 800 K. Or, à fort taux de combustion, une baisse de l'amélioration de la conductivité due au transport électronique est probable. Cet effet a déjà été observé lorsque l'on augmente la teneur en gadolinium.

Conductance thermique du jeu

- *Fragmentation et repositionnement de la pastille.* La nature stochastique de ce phénomène interdit toute modélisation analytique de la conductance thermique du jeu. Il faut donc s'appuyer sur des modèles empiriques calés sur les données en-pile. Il n'existe pas de consensus général quant à une formulation définitive de la conductance thermique du jeu. Il existe heureusement, une importante base de données et, dans la mesure où elle est employée, les difficultés liées à la formulation d'un modèle adéquat de conductance thermique du jeu illustrant correctement les effets de largeur du jeu, de la composition du gaz de remplissage et de la pression sont limitées.
- *Rugosité de surface.* En principe, celle-ci devrait être un facteur important de la conductance thermique du jeu par son effet inhibiteur sur le flux de chaleur. Dans la pratique, à la fois en début de vie et à fort taux de combustion, il semble qu'il y ait peu d'effet sur le transfert de chaleur entre la pastille de combustible et la gaine.
- *Formation d'une couche d'oxyde à l'intérieur de la gaine.* À fort taux de combustion, lorsque le combustible et la gaine ont été en contact intime pendant un certain temps, une couche interne d'oxyde se forme d'une épaisseur de 6-10 microns. Il a été démontré que cette couche possède une structure complexe, pouvant inclure des oxydes de zirconium, d'uranium et de césium, en fonction de la puissance linéique et du taux de combustion. On suppose que sa contribution au transfert de chaleur du jeu est faible, et quoi qu'il en soit bénéfique, dans la mesure où elle tendrait à éliminer les effets dus à la rugosité de surface et aux fragments de pastille non alignés.
- *Conductance thermique du jeu fermé.* Dans ces conditions, le transfert de chaleur est très bon et essentiellement indépendant de la composition du gaz de remplissage et de la pression, dans la mesure où il correspond à un joint solide entre le combustible et la gaine. Un débat existe quant à savoir si la conductance dépend ou non de la pression interfaciale.

4.5.2 Relâchement des gaz de fission

Le deuxième séminaire de la série, le séminaire sur le « Comportement des gaz de fission dans les combustibles des réacteurs à eau », s'est déroulé du 26 au 29 septembre 2000 également sur le site de Cadarache du CEA, et a été organisé et accueilli dans les mêmes conditions. Ont assisté à ce séminaire une centaine de participants, originaires de 24 pays représentant 46 organisations. L'objectif de ce séminaire était de souligner les évolutions les plus récentes, à la fois du point de vue expérimental et de la modélisation. Les domaines abordés comprenaient le coefficient de diffusion des gaz rares, dont l'hélium, les propriétés des bulles, l'effet d'irradiation sur la re-solution et la diffusion, le relâchement des gaz de fission en fonction des conditions d'irradiation, ainsi que la modélisation et la validation des codes [4].

Le séminaire a été divisé en quatre sessions, réparties sur trois jours de conférences. Les sessions concernaient le retour d'expérience, les mécanismes de base, les expériences analytiques, la modélisation industrielle et progiciels. Le matin du dernier jour, a eu lieu un débat d'experts au cours duquel les résultats de chaque session ont été présentés et discutés. Au vu de la maturité du sujet, chaque présentation se posait trois questions :

- Que savons-nous et quels sont les éléments nouveaux ?
- Qu'ignorons-nous, quelles sont les incertitudes et quels aspects demeurent confus ?
- Quelles initiatives devraient être mises en œuvre à l'avenir ?

À partir de la première session intitulée *Retour d'expérience*, on conclut à une accélération du relâchement des gaz de fission à un fort taux de combustion (>50 MWj/kgU), que ce soit en régime stationnaire ou lors d'une rampe de puissance, mais sans qu'il y ait pourtant consensus sur le phénomène expliquant cette accélération. Une des conclusions était que le critère de RGF de 1 % de Halden, associant la température à cœur du combustible au taux de combustion surestimait la température seuil à ces niveaux de taux de combustion. C'est-à-dire que la température permettant l'apparition du relâchement à fort taux de combustion était *inférieure* à ce qui était prévu par ce critère.

Il a été observé que le combustible à fort taux de combustion contient une région restructurée proche de la périphérie de la pastille, dénommée la structure rim. Il était tentant de voir là une raison de cet accroissement du relâchement, néanmoins sans qu'une corrélation directe puisse être établie. En effet, une mesure du rapport d'isotopes de krypton et de xénon émis impliquait que leur origine se trouvait dans les régions centrales chaudes de la couronne de la pastille. La signification de cette observation était que la zone de rim restructurée servait essentiellement à augmenter la résistivité thermique, augmentant ainsi les températures du combustible.

Un débat sur ce dilemme s'est poursuivi au cours de la deuxième session, *Mécanismes de Base*. Les études ont montré que la structure rim est constituée d'une subdivision des grains originaux passant d'un diamètre ~ 10 microns à $\sim 0,1$ micron et d'une population de bulles de la taille d'un micron susceptibles d'engendrer un gonflement allant jusqu'à ~ 10 %. De plus, la concentration de gaz de fission dans la matrice chute à un faible niveau. L'impression de la plupart des chercheurs était que le gaz de fission manquant résidait dans les bulles et n'était pas libéré du combustible ; néanmoins, la répartition exacte de gaz demeurerait incertaine.

Le relâchement des gaz de fission à partir de rim ne dépassait pas 15-20 %, suggérant ainsi une forte capacité de rétention de ce matériau restructuré. Le mécanisme de formation du rim n'était pas clair. Une idée était que l'accumulation de dommages d'irradiation provoquait un affinement du grain,

suivi par la collecte de gaz alors que la porosité augmentait. Alternativement, il a été postulé que l'augmentation de la porosité se développait en premier et que les grains submicroniques étaient nucléés à partir de la surface des pores. Le débat reste ouvert de savoir si cette restructuration du rim est ou non bénéfique.

Plusieurs présentations traitaient du RGF à partir du rim, à la fois en régime permanent et dans des transitoires tels que l'accident de réactivité (RIA), en se concentrant sur des mécanismes et des observations expérimentales. La mesure des rapports isotopiques de krypton et de xénon dans le gaz émis était une technique particulièrement utile pour déterminer la contribution relative du rim au relâchement des gaz de fission, et l'application aux essais RIA s'était avérée informative. Il a été conclu que bien que l'on connaissait les détails de cette nouvelle structure fort taux à l'échelle du micron, il était clair qu'un des enjeux pour l'avenir était de la comprendre à l'échelle nanométrique ou atomique, et que le champ était ouvert pour des études de simulation utilisant des accélérateurs à haute énergie afin reproduire la restructuration sans les contraintes de temps et de radioactivité.

Une contribution majeure au processus de relâchement était connue pour être la diffusion atomique du gaz, et des modèles relativement satisfaisants pouvaient être créés en utilisant ce mécanisme associé à la remise en solution des atomes de gaz à partir des joints de grain engendrée par l'irradiation. De nombreux modèles employaient le coefficient de diffusion formulé par Turnbull, White et Wise tel que décrit lors d'une réunion de l'IAEA à Preston au RU en 1988. A cette occasion, les auteurs ont donné un coefficient de diffusion à deux termes, avec un troisième terme de basse température devant être appliquée à proximité des surfaces et utilisée pour les espèces radioactives à vie courte. Ce sujet a suscité d'importants débats lors de cette réunion, et il s'est avéré que White a une description alternative utilisant uniquement les deux variables de haute température avec un traitement fractal de la surface afin de prendre en compte la différence cinétique entre les espèces à vie courte et à vie longue. Après la réunion, cela a été publié dans la littérature ouverte.

Une étude approfondie, à la microsonde, du césium et du xénon retenus, effectuée à l'Institut des transuraniens (ITU) de la Commission européenne en Allemagne, a révélé que de manière systématique, la diffusion du césium était trois fois plus lente que celle des gaz rares. Ce résultat était important puisque dans de nombreux calculs d'accident on part de l'hypothèse que leurs diffusivités sont comparables ; cette hypothèse est par conséquent pessimiste d'une manière rassurante.

D'autre part, on savait grâce à la microscopie électronique que les bulles intragranulaires sont formées à l'intérieur des grains et que les bulles et tunnels intergranulaires apparaissent le long des joints de grains. Les études théoriques des atomes de krypton dans la matrice d' UO_2 ont conclu que le krypton, comme le xénon, sont insolubles, jetant ainsi un doute sur l'existence d'une remise en solution thermique comme moyen de ralentir le piégeage des atomes de gaz dans les bulles intragranulaires. En l'absence de mobilité des bulles intragranulaires, un tel mécanisme était utilisé dans plusieurs modèles afin de prévoir le relâchement élevé dans les transitoires.

Il a été convenu que les observations valident uniquement la migration aléatoire lente ou limitée de petites bulles, mais un mouvement dirigé vers les joints de grains dû à un gradient de concentration de lacunes représentait une proposition intéressante de Evans, Royaume-Uni. Si ce mécanisme apporte une contribution significative, la microstructure en résultant serait assez distinctive et justifierait un essai ultérieur. Parallèlement à la réponse de la porosité intergranulaire dans les transitoires rapides, les sujets qui exigeaient une attention particulière étaient la re-solution des atomes de gaz à partir des bulles intergranulaires, particulièrement pour le combustible à gros grain lorsque la taille du grain était supérieure ou la distance parcourue par le fragment de fission.

Il était évident qu'il y avait beaucoup plus d'informations disponibles sur ces sujets que celles actuellement accessibles dans la littérature ouverte. D'autre part, il y avait un volonte générale en faveur d'une diffusion plus ouverte des informations, et tous les participants étaient incités à publier autant d'informations que possible dans l'intérêt d'une amélioration générale des modèles et de leur application à l'exploitation sûre du réacteur. On a noté que malgré la réduction du niveau de recherche fondamentale dans de nombreux établissements, des travaux originaux étaient en cours à l'ITU, notamment pour améliorer les techniques d'investigation (par exemple essais de microdureté, mesures de paramètre cristallin). De même, il y a eu un apport rafraîchissant de jeunes ingénieurs et scientifiques au sein du CEA à Cadarache. Les participants étaient impatients de voir la publication de travaux nouveaux et originaux issus de ces laboratoires.

Parallèlement au thème du gaz de fission, il était clair que la génération d'hélium dans l'entreposage à long terme de combustible à fort taux de combustion peut poser un problème significatif, en particulier pour le MOX à fort taux de combustion. Des données supplémentaires étaient nécessaires sur les coefficients de diffusion de l'hélium à basse température.

La session intitulée *Expériences analytiques* a débuté par deux présentations décrivant une nouvelle méthode de détermination de l'inventaire gazeux entre la matrice et les joints de grains. Ces études complètent celles effectuées avec XRF et EPMA, et fournissent des informations vitales aux modélisateurs. Bien que les techniques devaient encore être affinées, particulièrement en ce qui concerne l'effet de petites bulles intragranulaires sur les résultats, cela promettait une évaluation de la capacité de rétention de gaz dans le joint de grain avant et pendant la phase d'interconnexion des bulles intergranulaires. Comme précédemment mentionné, des données avaient été obtenues à Halden sur du combustible à fort taux de combustion qui suggéraient que la température seuil de RGF est inférieure à ce qui était précédemment attendu. Des données supplémentaires étaient nécessaires sur le combustible MOX afin de les comparer avec le comportement de l' UO_2 dans des conditions identiques.

Un relâchement accru à fort taux de combustion pourrait entraîner une pression interne du crayon supérieure à la pression du caloporteur, situation qui exige la plus grande attention. Les données expérimentales suggéraient que le jeu ne se réouvre pas par fluage de la gaine et qu'une rétroaction positive n'a pas lieu. Néanmoins, les données étaient rares et d'autres expériences étaient nécessaires.

Les approches à la fois mécanistes et empiriques de la modélisation du RGF ont été présentées au cours de la session sur la *Modélisation industrielle et les progiciels*. S'il était clair que la modélisation empirique peut être très appréciable, son applicabilité est néanmoins limitée et est essentiellement uniquement valide dans les confins des paramètres et conditions d'irradiation couvertes dans la base de données dans laquelle elle est développée. Les modélisateurs étaient également mis en garde sur l'emploi de modèles mécanistes multiples et sur leur attente d'obtenir de bonnes prévisions en utilisant les paramètres d'ajustement appropriés. Il existe un cas pour l'évaluation indépendante de modèles mécanistes et de leurs données justificatives avant qu'ils ne soient pris en compte pour être inclus dans les codes de comportement du combustible.

La nécessité de données supplémentaires comparant le comportement du combustible UO_2 et MOX a été réaffirmée dans un document de Struzik du CEA qui a prouvé qu'il y avait une différence significative de comportement dans les rampes de puissance au-dessus de 30 MWj/kgU. En dessous de 30 MWj/kgU la différence de comportement pourrait être expliquée en termes de profil de puissance radiale, mais à un taux de combustion supérieur, le RGF et le gonflement du MOX étaient supérieurs aux prévisions.

En conclusion, il y a eu un accord unanime sur le fait que le séminaire a été un succès, avec d'excellentes présentations qui ont lancé un débat intensif et approfondi. Il était clair que le sujet de la

modélisation du RGF était désormais mature, compte tenu du consensus sur la majeure partie des mécanismes importants contribuant aux phénomènes. Le comportement du combustible à fort taux de combustion et celui du MOX constituent les défis actuels où la compréhension est incomplète, mais la réunion a été à l'origine de quelques bonnes suggestions, qui devraient être au centre des travaux à venir. Les participants ont été incités à publier leurs travaux dans la littérature ouverte afin d'aider à garantir une exploitation sûre et continue des réacteurs commerciaux.

4.5.3 Interaction pastille-gaine

Le troisième et dernier séminaire portait sur le sujet de l'interaction mécanique pastille-gaine (PCMI), dans la mesure où ce sujet était considéré comme le domaine de modélisation le moins avancé. Cette réunion, prévue pour fin 2003 se déroulera une fois encore sur le site de Cadarache du CEA.

4.6 Étude des activités liées à la sécurité dans les pays membres de l'AEN

Tandis que le TFSFB couvre essentiellement les sujets scientifiques sous-jacents au comportement du combustible dans les conditions d'exploitation normales et les transitoires opérationnels (voir annexe 3), les problèmes de sûreté du combustible sont traités quant à eux dans le cadre du programme de travail du Comité de l'AEN sur la sûreté des installations nucléaires. Le NSC et le CSNI coopèrent et coordonnent les activités dans le domaine du comportement du combustible.

Sous l'égide du CSNI, un rapport a été publié en 2002, examinant le statut des activités de recherche liées à la sûreté dans les pays membres de l'AEN [5]. Ce rapport répond à une demande faite aux membres du Groupe d'experts spéciaux sur les marges de sécurité du combustible (SEGFSM) afin de rassembler des informations concernant la recherche actuelle et à venir sur la sécurité du combustible dans les pays membres de l'AEN. Son objectif est de fournir au CSNI une vue d'ensemble des programmes et projets de R&D internationaux associés, et d'identifier les besoins et priorités actuels et futurs.

Le rapport se base sur un questionnaire distribué aux membres du SEGFSM en octobre 2000, leur demandant d'identifier les programmes de recherche sur la sûreté du combustible et de fournir des informations sur les résultats obtenus et plans à venir. Le questionnaire demandait de fournir des informations sur les programmes de R&D en cours sous les rubriques suivantes :

- A. Titre.
- B. Laboratoire de recherche/sponsor.
- C. Objectifs/buts.
- D. Statut du travail.
- E. Brève description/présentation des principaux résultats obtenus.
- F. Futurs plans.
- G. Références.

Des réponses ont été reçues d'organisations situées dans les pays suivants : Canada, République Tchèque, France, Allemagne, Hongrie, Japon, Corée, Norvège (Projet du Réacteur Halden), Suisse, Royaume-Uni et États-Unis. Le rapport se base uniquement sur les informations données dans les réponses reçues. Il ne peut donc être considéré comme exhaustif – des programmes peuvent être en cours parallèlement à ceux détaillés. Il se peut également que les résultats détaillés de certains programmes puissent demeurer propriétaires et ne seront par conséquent pas disponibles à court terme.

Le rapport est organisé par sections thématiques, relatives aux : études du combustible et de la gaine ; essais intégraux sur crayon combustible et EPI, études sur l'accident de perte de réfrigérant (LOCA) et RIA comprenant l'ensemble des crayons et faisceaux ainsi que des études à effets séparés sur du combustible et de la gaine ; développement de code pour le comportement du combustible en régime stationnaire et transitoire; thermohydraulique ; codes de physique du réacteur ; et études des accidents graves.

Les principaux problèmes pour la génération de réacteurs actuelle sont ceux des performances à fort taux de combustion dans des conditions de fonctionnement normales, et dans des conditions LOCA et RIA. L'objectif principal de l'industrie est de consolider les problèmes de sûreté afin d'amener tous les pays à un taux de combustion de décharge homologué de ~60 MWj/kgU, et éventuellement de 65 MWj/kgU. Les principaux problèmes exigeant la plus grande attention peuvent être divisés comme suit :

- En fonctionnement normal :
 - Relâchement des gaz de fission et surpression du crayon.
 - Propriétés de la structure fort taux de combustion (HBS) en périphérie de pastille, ses effets sur le comportement thermique et le relâchement des gaz de fission.
 - Oxydation, hydruration et fragilisation de la gaine.
- Accidents de perte de réfrigérant (LOCA):
 - Possibilité de relocalisation du combustible dans la région du ballonnement ; l'effet de l'accrochage combustible/gaine à taux de combustion élevé.
 - Augmentation de la pression dans la région « ballooned » due au relâchement des gaz de fission provenant du combustible relocalisé.
 - Réponse du gainage durci par l'irradiation et fragilisé par les hydrures.
 - Reexamen du critère des 17 % d'équivalent de gaine ayant réagi.
- Accidents de réactivité (RIAs):
 - Mécanisme(s) de charge IPG sur la gaine, l'effet de l'HBS en périphérie de pastille.
 - Effet de l'HBS sur la dispersion du combustible.
 - Réponse du gainage fragilisé à l'IPG transitoire.

Parallèlement à cela, pour les pays qui chargent des assemblages de combustible MOX et UO₂ il y a une nécessité à amener la base de données du combustible MOX au même niveau que celle du combustible UO₂, dans le but de traiter le MOX de la même manière que l'UO₂ en termes de sûreté.

L'étude des programmes de recherche internationaux présentée dans le rapport démontre la grande quantité d'activité pour faire face à ces problèmes. Mis ensemble, les programmes spécifiques correspondent à un effort colossal en temps et en argent, et permettront une bien meilleure compréhension du comportement des matériaux et composants dans un large panel de scénarios postulés. Il est à noter que tous les pays impliqués ont des programmes de développement de code et de modélisation intensifs afin de mieux utiliser les données générées par les programmes expérimentaux.

Il est par conséquent très important que ces activités soient parfaitement soutenues et que leurs résultats soient mis à la disposition du plus large public possible. Il est vital de soutenir une culture internationale commune de production d'électricité d'origine nucléaire dans de bonnes conditions de sûreté et d'économie.

4.7 Futures activités

4.7.1 La base de données IFPE

Maintenant que la base de données de l'IFPE est solidement établie, il existe un besoin constant de la soutenir et de l'améliorer. En effet, en imaginant que la base de données sera conservée par l'AEN, plusieurs organisations utilisent cette base de données comme unique source de données pour leur développement et validation de codes. Des données supplémentaires seront ajoutées à l'avenir dans la base de données, y compris celles qui suivent, et pour lesquelles un accord de diffusion a déjà été obtenu :

- BR-3 High Burn-up Fuel Rod Hot Cell Program (DOE/ET 34073-1, Vols. 1 and 2).
- Risø-I experiment.
- IFE/OECD/HRP FUMEX 1-6.
- Studsvik/SKI data from TRANS-RAMP I, II and IV.
- Zaporozhye VVER-1000 fuel behaviour data (4-8 cycles, burn-up >50 MWj/kgU).
- HRP He/Ar/Xe gas flow, Nb-doped fuel, IFA-504.
- VNIINM ramp data from VVER-440 (up to four cycles) and VVER-1000 (up to three cycles).
- IFA-508 and IFA-515 conducted by JAERI at HRP – PCMI behaviour data on different cladding thickness by means of diameter rig.
- CEA failed PWR rods irradiated in SILOE; EDITH-3 and EDITH-MOX 02.
- IMC (UK) swelling data from ramping CAGR UO₂ fuel.

Sur la base du succès de son exercice de Comparaison de Code FUMEX-1, l'AIEA a accepté de lancer un projet de même type, FUMEX-2. Le résultat global de FUMEX 1 était très encourageant, avec un niveau élevé de participation des pays membres. Il est généralement convenu que c'était un exercice qui en valait la peine, et que les cas choisis étaient des tests sévères des performances des modèles et des codes. L'exercice a été utile pour démontrer les points forts des codes, et pour souligner les déficiences où des améliorations étaient nécessaires. En conséquence, la majeure partie des codes a subi une évolution au cours de l'exercice. Il était également évident qu'un grand nombre de codes avaient été développés à l'aide de bases de données limitées, et que les cas de FUMEX-1 fournissaient une contribution précieuse.

Néanmoins, l'exercice a révélé qu'une connaissance limitée avait été acquise à fort taux de combustion (supérieur à 50 MWj/kgU). L'extension du taux de combustion est une tendance générale dans le domaine de la gestion du combustible, et une prévision fiable du comportement du combustible à fort taux constitue une exigence de base pour un fonctionnement à la fois sûr et économique des centrales nucléaires. Cela a été la base du lancement de FUMEX-2, qui devait se dérouler du mois de décembre 2002 jusqu'en 2006. Au centre du projet se trouvent des cas sélectionnés dans la base de données IFPE. Cela aidera à promouvoir l'utilisation de la base de données et, dans le même temps, générera un feedback et une analyse des utilisateurs, aidant ainsi l'assurance qualité des ensembles de données au sein de la base. Les cas choisis pour FUMEX-2 sont donnés dans le tableau 4.2, les cas se trouvant déjà dans la base de données étant indiqués en gras.

Il est par conséquent essentiel que l'AEN fournisse une aide supplémentaire pour conserver et améliorer la base de données sur cette période, parallèlement à l'introduction de nouvelles données dès qu'elles seront disponibles.

4.7.2 Autres activités

Sur la base de l'étude des pays membres et de leurs activités de R&D liées à la sécurité, l'AEN a développé une parfaite connaissance des priorités pour le travail actuel et futur. Elle est active pour soutenir ces activités, et notamment celles liées aux études à fort taux de combustion, à l'introduction de combustible MOX dans les réacteurs commerciaux, et aux problèmes résultant de l'utilisation de MOX militaire (W-MOX) afin de réduire les inventaires détenus par les États-Unis et la Russie. Deux séminaires ont eu lieu sur les *Réacteurs avancés avec des combustibles innovants* (ARWIF) en 1999 et 2001. Les problèmes du comportement du combustible ont été abordés au cours de ces deux événements [6,7].

L'industrie nucléaire commerciale est actuellement à une phase extrêmement critique. L'inquiétude sur le réchauffement mondial a attiré l'attention sur l'utilisation du combustible fossile sur ses émissions. Par conséquent, de nombreux pays allongent la durée de vie de leur parc nucléaire actuellement installé, tout en faisant preuve d'un intérêt renouvelé dans la construction de nouvelles centrales nucléaires. Néanmoins, ces nouvelles centrales ont peu de chances d'utiliser les conceptions actuelles.

Plusieurs nouvelles conceptions sont disponibles. Certaines sont des extensions des actuels LWR de deuxième génération, mais certaines sont plus innovantes et en tant que telles sont classées sous le terme générique de conceptions de Génération IV. Les caractéristiques communes de ces nouvelles conceptions comprennent la sécurité passive, l'efficacité thermodynamique élevée et le combustible anti-prolifération. Avant d'entrer dans un fonctionnement commercial à grande échelle, elles exigeront une qualification extensive de leurs conceptions et des matériaux utilisés dans leur construction et fonctionnement. Un des objectifs de l'AEN est d'aider dans la recherche de conception et installations nucléaires améliorées en soutenant la R&D dans ces nouveaux concepts et les nouveaux types de combustibles et d'alliages de gaines y afférents.

Tableau 4.2. Cas de la base de données IFPE sélectionnés pour FUMEX-2

No.	Identification du cas	Mesures effectuées pour la comparaison
1.	Halden IFA 534.14, crayon 18	EOL FGR et pression, taille de grain 22 μm , $\approx 52 \text{ MWj/kgU}$
2.	Halden IFA 534.14, crayon 19	EOL FGR et pression, taille de grain 8.5 μm , $\approx 52 \text{ MWj/kgU}$
3.	Halden IFA 597.3, crayon 7	Allongement de la gaine à $\approx 60 \text{ MWj/kgU}$
4.	Halden IFA 597.3, crayon 8	FCT, EGF à $\approx 60 \text{ MWj/kgU}$
5.	Halden IFA 507, TF3	Température du transitoire pendant l'augmentation de puissance
6.	Halden IFA 507, TF5	Température du transitoire pendant l'augmentation de puissance
7.	GONCOR	EGF et diamètre de la gaine pendant et après le transitoire à $\approx 48 \text{ MWj/kgU}$
8.	Kola-3, crayon 7 de FA222	RGF, pression et fluage à $\approx 55 \text{ MWj/kgU}$
9.	Kola-3, crayon 52 de FA222	RGF, pression et fluage à $\approx 46 \text{ MWj/kgU}$
10.	Kola-3, crayon 86 de FA222	RGF, pression et fluage à $\approx 44 \text{ MWj/kgU}$
11.	Kola-3, crayon 120 de FA222	RGF, pression et fluage à $\approx 50 \text{ MWj/kgU}$
12.	Risø -3 AN2	Répartition radiale des produits de fission et RGF -EOL, $\approx 37 \text{ MWj/kgU}$
13.	Risø -3 AN3	RGF et pression -EOL, FCT, $\approx 37 \text{ MWj/kgU}$
14.	Risø -3 AN4	RGF et pression -EOL, FCT, $\approx 37 \text{ MWj/kgU}$
15.	HBEP, crayon BK363	FGR-EOL, $\approx 67 \text{ MWj/kgU}$
16.	HBEP, crayon BK365	Répartition produits de fission et PU, RGF-EOL, $\approx 69 \text{ MWj/kgU}$
17.	HBEP, crayon BK370	Répartition produits de fission et PU, RGF-EOL, $\approx 51 \text{ MWj/kgU}$
18.	TRIBULATION, crayon BN1/3	Pression, RGF, fluage de la gaine à $\approx 52 \text{ MWj/kgU}$
19.	TRIBULATION, crayon BN1/4	Pression, RGF, fluage de la gaine à $\approx 51 \text{ MWj/kgU}$
20.	TRIBULATION, crayon BN3/15	Pression, RGF, fluage de la gaine à $\approx 51 \text{ MWj/kgU}$
21.	EDF/CEA/FRA, crayon H09	Répartition des produits de fission et Pu, EGF-EOL, $\approx 46 \text{ MWj/kgU}$
22.	Kola-3 + MIR test	Température pendant la rampe, RGF-EOL, $\approx 55 \text{ MWj/kgU}$
23.	Kola-3 + MIR test	Pression-EOL, $\approx 55 \text{ MWj/kgU}$
24.	RIA	A préciser (données réelles ou cas simplifié)
25.	LOCA	A préciser (données réelles ou cas simplifié)
26.	Cas simplifié	Température vs. taux de combustion pour l'apparition de RGF

RÉFÉRENCES

- [1] *Scientific Issues in Fuel Behaviour*, OECD/NEA, Report by an NEA Nuclear Safety Committee Task Force, OECD, Paris, France (January 1995).
- [2] Turnbull, J.A., *Review of Nuclear Fuel Experimental Data*, Fuel behaviour data available from IFE-OECD Halden Project for development and validation of computer codes, OECD, Paris, France (January 1995).
- [3] *Proceedings of the Workshop on Thermal Performance of High Burn-Up LWR Fuel*, OECD/NEA, Cadarache, France, 3-6 March 1998, OECD, Paris, France (1999).
- [4] *Proceedings of the Workshop on Fission Gas Behaviour in Water Reactor Fuels*, OECD/NEA, Cadarache, France, 26-29 September 2000, OECD, Paris, France (2001).
- [5] *Fuel Safety Research in NEA Member States*, OECD/NEA, Compilation of member contributions, OECD, Paris, France (February 2002).
- [6] *Proceedings of the Workshop on Advanced Reactors with Innovative Fuels (ARWIF 98)*, OECD/NEA, Villigen, Switzerland, 21-23 October 1998, OECD, Paris, France (1999).
- [7] *Proceedings of the Workshop on Advanced Reactors with Innovative Fuels (ARWIF 2001)*, OECD/NEA, Chester, United Kingdom, 22-24 October 2001, OECD, Paris, France (2002).

Annexe 3

GROUPE D'EXPERTS DU CSN SUR LES PROBLÈMES SCIENTIFIQUES SUR LE COMPORTEMENT DU COMBUSTIBLE (TFSFB) : DOMAINE D'APPLICATION ET OBJECTIFS

Domaine d'application

- Le Groupe d'experts traite du statut et des tendances des problèmes scientifiques du comportement du combustible.

Objectifs

- Compiler des expériences de grande qualité pour la base de données d'expériences internationales sur le comportement du combustible (IFPE). L'accent est placé sur le fort taux de combustion dans les réacteurs à eau dans des conditions de fonctionnement normales. La priorité va aux programmes internationaux achevés, dont les données seraient autrement perdues, mais également aux données provenant des programmes nationaux.
- Coordonner la qualification de ces données par l'analyse et l'organisation de réunions de groupes d'utilisateurs. Prendre des initiatives afin que cela puisse être adopté comme une norme internationale.
- Coordonner la validation de code informatique et les études de benchmark.

Plan de travail

- Organiser des réunions de coordination combinées avec des réunions de groupes d'utilisateurs de la base de données IFPE tous les 12 à 18 mois.
- La base de données IFPE sera consolidée au cours des deux prochaines années, par la mise à jour et l'ajout de nouvelles expériences.
- Des séminaires et réunions d'experts se dérouleront en fonction des besoins pour traiter des problèmes extrêmement prioritaires pour valider la modélisation de phénomène d'intérêt particulier (comportement thermique, comportement du gaz de fission, interaction mécanique pastille-gaine etc.).

Coopération

- Cette activité sera réalisée en coordination avec l'AIEA, le Groupe d'experts spécial CSNI de l'AEN sur les marges de sûreté du combustible et le Projet du réacteur Halden de l'OCDE.

Chapitre 5

LA SÛRETÉ-CRITICITÉ NUCLÉAIRE

5.1 Codes de criticité pour les conteneurs de transport de combustible usé de REL

Lors d'une réunion tenue en 1979, le Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) de l'AEN a décidé qu'il devrait parrainer un groupe de travail afin d'examiner la possibilité de déterminer la sûreté-criticité des grands conteneurs à blindage lourd destinés au transport du combustible nucléaire hautement irradié, en particulier le combustible usé. Il a été demandé au laboratoire américain d'Oak Ridge de préparer une série de benchmarks qui comprendraient un « Problème standard sur les codes de criticité pour les conteneurs de transport du combustible usé des REL ». L'idée de départ était de comparer les résultats de différentes techniques de calcul aux données expérimentales concrètes, puis de les comparer entre elles, pour des problèmes de test spécifiques. Chaque participant à l'exercice devait proposer des solutions aux problèmes, de sorte que des comparaisons puissent être effectuées afin de déterminer si une solution satisfaisante pour tous pouvait être trouvée.

En mai 1980, le Groupe de travail sur les calculs de criticité s'est réuni au siège de l'AEN à Paris afin de débattre et d'examiner les benchmarks élaborés par Oak Ridge. Après examen et modification de la sélection, il a été décidé que chaque pays proposerait des solutions aux différents problèmes en utilisant les techniques de calcul et les données de section efficace qu'ils utilisaient normalement pour ce type de revue de la sûreté-criticité.

La série de benchmarks choisie visait à fournir une procédure pas-à-pas afin d'établir la validité des méthodes de calcul utilisées dans la détermination du k_{eff} d'un conteneur d'expédition de combustible usé de REL utilisant un composite bore-aluminium, le boral, comme poison neutronique modéré par l'eau légère, et utilisant l'acier ou le plomb comme protection biologique à l'extérieur du conteneur. Les trois premiers groupes de benchmarks du lot portaient sur des systèmes critiques contenant respectivement le combustible seul, la feuille de bore-aluminium et la protection épaisse en plomb ou en acier ; dans chaque cas, il s'agissait de systèmes pour lesquels des données expérimentales critiques étaient disponibles. Deux autres groupes de problèmes combinaient l'ensemble de ces matières dans une simulation de conteneur de combustible usé.

Les problèmes choisis et les données expérimentales correspondantes devaient permettre d'établir de façon progressive la validité des méthodes de calcul utilisées, un nouveau paramètre étant introduit à chaque nouveau problème. Ceci permettait d'observer l'effet du nouveau paramètre sur la validité de la méthode et d'éviter que les erreurs de calcul (principalement dues à des données de sections efficaces inappropriées) soient masquées par une combinaison d'influences positives et négatives dans les résultats de la simulation du château de transport, ce qui pourrait se traduire par une confiance biaisée dans les résultats. Cette approche progressive a été adoptée par le groupe de travail pour toutes les études ultérieures, et est considérée comme l'un des facteurs les plus importants pour garantir la validité de ces études.

Comme cela se produit souvent avec les premières études, les résultats initiaux ont été très divergents en termes de précision et de qualité. Certains des participants n'avaient pas d'expérience

dans ce type de problème, et avaient choisi des techniques de calcul et des données nucléaires inappropriées pour ce type de système. Pour toutes les parties impliquées, cet exercice fut riche en enseignements. Il a démontré combien il était facile de choisir des données sources erronées et de mal interpréter les données expérimentales. Cela a donné lieu à la création d'un projet évoqué dans la section 5.5 ci-dessous, le *International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments*.

Le rapport du CSIN n° 71 de mai 1982, dans lequel ces travaux sont consignés, constitue un plan de route pour la réalisation de calculs de la sûreté-criticité des conteneurs de combustible usé. Surtout, il a été le point de départ de ce qui fut une fructueuse série d'études de sûreté-criticité réalisées par l'AEN.

5.2 Codes de criticité pour les grands ensembles de colis de matières fissiles

Tandis que le Groupe de travail sur les calculs de criticité arrivait à la fin de son étude sur les conteneurs d'expédition du combustible usé, l'issue imminente et les résultats attendus de cette étude ont été notés par un groupe de l'AIEA qui examinait les aspects de sûreté-criticité de la réglementation pour le transport sans risques de matières radioactives, en particulier les matières fissiles. Dans une lettre à l'AEN, l'AIEA a donc demandé au groupe de travail d'envisager l'extension du champ de son étude afin que celle-ci couvre également les calculs des ensembles de colis de transport, en particuliers les colis de la catégorie dite « Fissile Class II ».

Le problème tel qu'il était posé comportait plusieurs volets. Les colis de la catégorie « Fissile Class II » doivent pouvoir passer une série de tests reproduisant les conditions d'un accident, dont plusieurs affectent la sûreté-criticité du colis. La taille des ensembles autorisés de tels colis peut être assez importante, et le possible mélange de colis contenant différents types d'emballages et de matières fissiles doit être pris en compte. Bien qu'à première vue cela semblait une tâche plus facile que l'exercice du château de transport, le groupe de travail a vite réalisé qu'il s'était engagé dans un travail titanesque.

Comme pour l'exercice précédent, le travail sur les colis « Fissile Class II » a été abordé de façon progressive afin de valider chaque étape du processus en comparant les calculs aux données expérimentales lorsque cela était possible. Différentes matières ont été étudiées. Les matières fissiles choisies ont été : l'uranium métallique hautement enrichi, le nitrate d'uranyle hautement enrichi, l'oxyde d'uranium enrichi à 5 %, l'oxyde d'uranium enrichi à 5 % avec H/U = 20 et l'oxyde de plutonium.

Pour ce travail, il a été nécessaire d'étudier la sûreté-criticité de grands ensembles, étant donné que les colis « Fissile Class II » renferment traditionnellement de petites quantités de matière fissile. Le groupe de travail a découvert que peu d'expériences avaient été réalisées avec de très grands ensembles de matière fissile. Le système critique expérimental le plus important avait été un ensemble en trois dimensions $5 \times 5 \times 5$ de matière fissile. Des résultats correspondant à quelques ensembles plus grands en deux dimensions étaient également disponibles, mais n'avaient, pour la plupart, pas la qualité de ceux des benchmarks. Par conséquent, une importante partie de cette étude a tourné autour de l'évaluation de la possibilité de calculer le k_{eff} des systèmes faisant intervenir un grand nombre d'unités fissiles. L'un des problèmes significatifs pouvant se présenter avec les grands ensembles est celui d'un échantillonnage incorrect dans les calculs Monte Carlo (le seul outil de calcul disponible pour calculer rigoureusement le k_{eff} de la plupart des ensembles finis). (Comme nous le verrons plus loin dans ce document, un projet récemment entrepris par un groupe d'experts de l'AEN se penche sur la « convergence des sources », qui remédie au problème.)

L'un des autres thèmes intéressants examinés a été le mélange des colis de matière fissile de différentes expéditions. Il a soulevé une question complexe à laquelle il n'y a peut-être pas de réponse : pour deux types différents de colis, si un ensemble $N \times N \times N$ de chaque est sous-critique, un ensemble $N \times N \times N$ des deux types mélangés serait-il nécessairement sous-critique ? Au regard des problèmes examinés, cela semblait se vérifier. Toutefois, l'un des participants a estimé que c'était une question sans réponse. À l'heure actuelle, aucun groupe d'étude n'examine cette question.

Tandis que l'étude permettait la publication d'une recommandation concernant ce type de colis, et que ses conclusions étaient publiées dans le Rapport N° 78 du CSIN, il était clair que des expériences supplémentaires seraient nécessaires afin de pouvoir disposer de toutes les données permettant de garantir le transport sans risque et économique de matières fissiles dans ces types de colis. Le rapport fournit une liste des problèmes restant encore à résoudre avant qu'une évaluation correcte de la sûreté-criticité de ce type de système puisse être garantie. Cependant, à l'heure actuelle, il n'existe pas d'incitation économique forte pour améliorer les données.

5.3 Codes de criticité pour la dissolution des oxydes fissiles dans des acides

Ce troisième projet du Groupe de travail sur les calculs de criticité a porté sur l'évaluation de la sûreté-criticité pour la dissolution d'oxydes fissiles dans des acides. Alors que ce travail pouvait bien évidemment s'appliquer à diverses situations, le groupe de travail n'a pas traité spécifiquement les usages auxquels les pays membres de l'AEN participant pourraient appliquer les données. Les applications évidentes sont : les accidents de transport entraînant la rupture du gainage de la matière fissile ; les accidents de réacteur du type Three Mile Island-2 ; et la dissolution d'éléments combustibles dans l'acide. Cet exercice s'est distingué des deux études précédentes en impliquant deux formes différentes de la matière fissile : la matière fissile sous forme solide entourée de matière fissile en solution.

(En raison de la nature de cette entreprise, et pour d'autres motifs propres à l'AEN, la supervision du Groupe de travail sur les calculs de criticité a été transférée du CSIN au Comité sur la physique des réacteurs au début de cette étude.)

Pour les deux premières études, les données expérimentales, bien qu'incomplètes, étaient relativement riches en comparaison avec celles disponibles pour cette étude-ci. En outre, pour certaines des données disponibles, qui étaient les plus directement applicables, des problèmes avec les descriptions des solutions se sont posés. Des discussions avec les chercheurs ont permis au groupe de travail d'affiner ses descriptions des matières présentes dans les solutions. Des doutes vont cependant continuer de peser sur ces données puisque les matières utilisées pour les expériences n'existent plus sous leur forme d'origine. Encore une fois, ces problèmes ont rappelé la nécessité de données de benchmark évaluées et d'expériences supplémentaires.

Un ensemble de 18 systèmes expérimentaux a été choisi par le groupe de travail pour la validation des systèmes de calcul utilisés par les différents participants. La première série d'expériences a utilisé différentes matières fissiles sous forme de crayons immergés dans différentes solutions non fissiles. Pour la plupart des systèmes expérimentaux étudiés, la solution contenait un poison neutronique dissous, puisqu'un poison neutronique est généralement ajouté à l'acide afin de réduire la multiplication des neutrons. La deuxième série d'expériences mettait en jeu des données qui, bien que plus applicables parce qu'elles concernaient de la matière fissile en solution, étaient néanmoins d'un intérêt limité de par la forte incertitude expérimentale susmentionnée. Le dernier groupe de données expérimentales examinées concernait de la matière fissile entourée par une solution dans laquelle des plaques d'hafnium avaient été plongées.

Tout comme les études initiales réalisées par le groupe de travail, les expériences devaient faire office de référence dans le processus de validation. Une fois chaque expérience examinée et chaque calcul validé, une méthode fournissant des résultats probants a commencé à se dessiner. Les résultats de la première partie de cette étude ont été consignés dans le rapport NEACRP-L-306 d'avril 1990.

L'étape suivante du processus consistait à définir deux systèmes de dissolution du combustible à étudier afin de déterminer si les méthodes de calcul validées pour les 18 systèmes expérimentaux produiraient des résultats similaires pour ces systèmes inconnus, qui réunissaient l'ensemble des difficultés identifiées lors du processus de validation.

Bien que toutes les méthodes n'aient pas donné les mêmes résultats, le groupe de travail est parvenu à une excellente compréhension des éléments intervenant dans la production de résultats de sûreté-criticité utiles pour les systèmes impliquant la dissolution de matières fissiles dans de l'acide. Les deux rapports qui décrivent les résultats des études des deux systèmes de dissolution du combustible sont une lecture indispensable pour quiconque tente de réaliser des calculs de criticité pour ce type de système. Ils ont été publiés sous le titre NEACRP-L-320 en décembre 1990 et sous le titre NEACRP-L-325 en janvier 1991.

5.4 Groupe d'experts sur le crédit burn-up

Alors que les travaux sur la dissolution du combustible touchaient à leur fin, il a été demandé au Groupe de travail sur les calculs de criticité de réaliser une étude afin de fournir une procédure validée pour la réalisation de calculs de sûreté-criticité qui prendraient en compte l'état réel de l'élément combustible une fois ce dernier irradié dans un réacteur nucléaire. Jusqu'à ce que l'étude commence, tous les calculs de sûreté-criticité concernant la manutention, le transport et le stockage d'éléments combustibles usés étaient généralement effectués avec le pré-requis selon lequel le combustible était tel que fabriqué à l'origine, sans prise en compte de l'usure du combustible ni de l'accumulation de produits de fission.

[À ce stade, il est à noter que la supervision du groupe de travail a été transférée du Comité sur la physique des réacteurs au Comité des sciences nucléaires (CSN).]

Les motivations à l'origine de cette demande étaient claires. Avec l'augmentation constante de la quantité de combustible usé et la tendance à l'augmentation du niveau d'enrichissement du combustible neuf, les avantages d'une prise en compte de la teneur réelle en matière du combustible usé sont devenus trop importants pour être ignorés. Ainsi, si la teneur isotopique du combustible usé pouvait être vérifiée et que les calculs pouvaient être validés, des économies significatives à la fois en termes de coût et d'espace de stockage pourraient être réalisées.

Cette étude met en relief un fait à ne pas oublier. Les excellents outils de calcul validés dont disposent les concepteurs des réacteurs pour déterminer la criticité du combustible tandis qu'il est irradié dans le réacteur ne permettent généralement pas de déterminer la criticité du combustible pendant sa manutention, son transport et son stockage. Ceci est dû au fait que dans le cœur du réacteur, tout est fait pour minimiser les fuites et l'absorption, tandis qu'à l'extérieur du réacteur, tout est fait pour maximiser ces effets. Le comportement neutronique est donc très différent à l'extérieur du réacteur, ce qui nécessite des outils de calcul capables de traiter des systèmes renfermant des vides et de puissants absorbants. Par ailleurs, des poisons neutroniques s'accumulent avec le temps après que le combustible ait été retiré du réacteur ; ils ne sont pas pris en compte dans les modèles de calcul du réacteur.

La première partie de cette étude a porté sur 13 systèmes. Les paramètres examinés ont été la combustion, le temps de refroidissement et la combinaison des nucléides dans la zone du combustible.

Le dispositif du combustible pour les 13 premiers cas était une simple cellule de crayon combustible de REP à réseau infini. Alors que le principal résultat des calculs a été le k_{eff} du système, pour la première fois le groupe de travail a également utilisé les taux d'absorption des différents éléments du système comme un moyen de mieux comprendre les résultats obtenus. Grâce à cette approche, il a été en mesure d'identifier les éléments qui contribuaient le plus à la baisse du k_{eff} en fonction du taux de combustion. Toutefois, avant d'utiliser les conclusions correspondant à cette partie de l'étude, il convient de rappeler que le facteur fuite, qui peut avoir un effet sur les pertes de réactivité observées, est absent.

Cette première partie de l'étude du rôle de l'irradiation, dénommée Phase I-A, a été consignée dans le document NEA/NSC/DOC(93)22. Même si elle ne faisait pas partie des calculs de criticité, une étude ultérieure appelée Phase I-B a été conduite. Elle comprenait des calculs visant à déterminer les concentrations isotopiques pour différentes durées d'irradiation et de refroidissement. Cette étude a fait l'objet du document NEA/NSC/DOC(96)06. Ces premières étapes de l'étude du rôle de l'irradiation ont constitué la base des travaux ultérieurs et ont apporté des informations réutilisées pour l'examen d'autres paramètres importants quant au rôle de l'irradiation dans la sûreté-criticité.

L'étape suivante de l'étude du rôle de l'irradiation, dénommée Phase II-A, a été lancée afin d'étendre le champ de l'étude à l'effet de profils axiaux réalistes sur le k_{eff} d'un ensemble fini d'éléments combustibles de REP usés dans une reproduction de château de transport. Encore une fois, l'étude prenait en compte différents paramètres, dont différentes durées d'irradiation et de refroidissement après retrait du combustible du réacteur.

L'enseignement le plus significatif de cette partie de l'étude fut que pour les faibles taux de combustion, l'utilisation du profil de combustion axiale donne des valeurs de k_{eff} plus faibles que le cas correspondant avec un taux de combustion axial moyen. D'un autre côté, pour les forts taux de combustion, le profil axial donne des valeurs de k_{eff} plus élevées que celles calculées avec un taux de combustion axial moyen. Il a également été démontré que le point de rencontre auquel les deux approches donnaient la même réponse était tributaire du temps de refroidissement et de l'enrichissement initial.

La conclusion à retenir est qu'il ne semble pas possible d'assurer le conservatisme des calculs du k_{eff} pour un réseau infini de crayons de combustible usé avec un modèle de densités isotopiques axiales uniformes. Ces travaux ont été consignés dans le document NEA/NSC/DOC(96)01. Deux études supplémentaires, dénommées Phase II-B et II-C ont été conduites afin d'étudier « l'effet de bout » dans le cas 3-D réaliste d'un château de transport. Ces études ont été consignées dans le document NEA/NSC/DOC(1998)1.

Ces premières études ont respecté l'approche pas-à-pas déjà mise en place par le groupe de travail dans son étude des problèmes de sûreté-criticité. Reprenant cette approche, le Groupe d'Experts sur le Rôle de l'irradiation a poursuivi ses travaux pour d'autres types de combustibles. Les documents de l'AEN suivants reprennent une partie des travaux réalisés à ce jour :

- *OECD/NEA Burn-up Credit Criticality Benchmarks Phase III-A: Criticality Calculations of BWR Spent Fuel Assemblies in Storage and Transport* [NEA/NSC/DOC(2000)12].
- *OECD/NEA Burn-up Credit Criticality Benchmarks Phase III-B: Burn-up Calculations of BWR Fuel Assemblies in Storage and Transport* [NEA/NSC/DOC(2002)2].
- *Burn-up Credit Criticality Benchmark Results Phases IV-A and IV-B: Analysis of MOX Fuels* (respectivement NEA/NSC/DOC(2003)3 et NEA/NSC/DOC(2003)4).

Plusieurs ouvrages supplémentaires viendront compléter la publication de ces travaux. À ce jour, ces derniers ont couvert un large éventail de types de combustibles, dont les combustibles pour REP, REB, VVER et MOX.

Ce groupe d'experts a existé plus longtemps que n'importe quel autre groupe de l'AEN, et les résultats obtenus attestent de l'utilité de l'étude exhaustive entreprise. Le groupe progresse dans sa tâche d'identifier quels outils de calcul de la sûreté-criticité permettent de déterminer la sûreté-criticité des systèmes de combustible usé, et de démontrer qu'une marge de sécurité raisonnable peut être atteinte.

5.5 Le projet d'une base internationale de benchmarks expérimentaux sur la sûreté-criticité

En 1992, le Ministère américain de l'Énergie a lancé une collecte de données provenant d'expériences sur la criticité nucléaire réalisées par différentes installations dans le monde. L'objectif était d'étudier ces données et de déterminer quelles expériences avaient été suffisamment détaillées dans des documents pour être qualifiées de benchmarks, c'est-à-dire être utilisées aux fins de la validation des méthodes de calcul.

En 1994, cette collecte de données était devenue un effort international, et il est devenu clair que le projet nécessitait un parrainage international. Bien que de nombreux pays étaient volontaires pour partager leurs données avec le ministère américain, on estimait que le parrainage d'un organisme international serait une incitation supplémentaire au partage des données. Il était également évident que le Groupe de travail sur les calculs de criticité de l'AEN avait besoin de tels benchmarks. Il fut par conséquent décidé que l'AEN parrainerait ces travaux, connus sous le nom de Projet de benchmark international sur la sûreté-criticité (ICSBEP).

Sous l'égide de l'AEN, ce projet s'est rapidement développé et continue d'être un pan important de l'effort international d'amélioration des calculs de sûreté-criticité. Les données sont diffusées sur CD-ROM ou sur Internet dans la publication *International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments*. Le CD-ROM, distribué en 2001, contient 307 séries expérimentales avec près de 2 900 configurations critiques, et de nouvelles données sont continuellement ajoutées.

Cette initiative est peut-être la plus importante contribution individuelle jamais apportée à la sûreté-criticité nucléaire, grâce aux données exactes et complètes fournies, affectées à la validation des calculs de sûreté-criticité. Il s'agit d'un effort constant qui a grandement bénéficié du parrainage de l'AEN.

5.6 Groupe de travail sur la sûreté-criticité nucléaire

En 1996, les travaux sur la sûreté-criticité avaient pris une telle ampleur que le CSN a formé le Groupe de travail sur la sûreté-criticité nucléaire afin de superviser et contrôler les activités du Groupe d'experts sur le crédit burn-up et de l'ICSBEP. Ce groupe de travail a également eu pour mission de mettre en place de nouveaux groupes d'experts chargés de travailler sur les thèmes soulevés par les deux groupes établis. Un grand nombre de sujets nouveaux ont été étudiés par le groupe de travail, et les groupes d'experts suivants ont donc été créés :

- Valeurs critiques minimales.
- Besoins expérimentaux.
- Analyse de la convergence des sources.

- Analyses d'excursion de criticité.
- Mesures sous-critiques.

5.6.1 Groupe d'experts sur les valeurs minimales critiques

Ce sujet est le fruit de discussions concernant les divergences dans les valeurs critiques minimales (par exemple, le rayon sphérique, la masse et la concentration minimaux pour des matières fissiles spécifiques) répertoriées dans les manuels sur la sûreté-criticité publiés par plusieurs pays. Ces données sont indispensables pour déterminer la quantité maximale de matière fissile pouvant être manipulée sans présenter de risques en termes de sûreté-criticité.

À ce jour, la raison des écarts constatés dans les données publiées n'a pas encore été déterminée. Chaque organisme participant en possession de résultats publiés fournira des informations plus détaillées quant à la façon dont les valeurs trouvées ont été calculées. En outre, le groupe a fixé un ensemble de sept matières et de configurations matérielles à étudier par chaque participant dans le but de définir la valeur critique minimale pour chacune de ces configurations.

5.6.2 Groupe d'experts sur les besoins expérimentaux

L'objectif de ce groupe est d'identifier les besoins expérimentaux utiles pour tous les états membres de l'AEN, d'encourager la participation à la préparation et à la réalisation des expériences en question, et de donner des conseils quant aux moyens quantitatifs d'évaluer et de justifier les besoins expérimentaux.

Un certain nombre d'activités menées par les groupes de travail de l'AEN dans le passé ont été pénalisées par le manque d'expériences critiques pertinentes. L'une des principales tâches de ce groupe d'experts a donc été de définir le secteur pour lequel il manque des données expérimentales. Une approche novatrice de cette mission a été de recourir à un système basé sur Internet utilisant les données de la base ICSBEP. Cet outil, baptisé DICE et développé par l'AEN, recherche dans la base de données existante pour déterminer si des caractéristiques particulières peuvent être trouvées dans une ou plusieurs expériences existantes. Une autre des méthodes proposées repose sur une analyse utilisant l'approche sensibilité/incertitude pour évaluer un besoin expérimental.

L'un des thèmes étudiés concerne le besoin de données expérimentales critiques pour les poudres de MOX humides. En effet, alors que l'industrie a de plus en plus recours à des combustibles à base de MOX, il n'y a quasiment pas de données applicables sur de tels systèmes.

L'un des principaux obstacles à l'acquisition de nouvelles données expérimentales sera le nombre limité d'installations encore en opération permettant de réaliser des expériences critiques, ainsi que la nécessité de trouver un financement. L'identification des données expérimentales requises, ainsi que leur archivage, par ce groupe d'experts devrait aider à convaincre les autorités concernées de financer ces expériences.

5.6.3 Groupe d'experts sur l'analyse de la convergence des sources

À l'origine des travaux sur ce thème, on trouve un rapport présenté en 1971 lors d'une réunion de l'American Nuclear Society et intitulé « A Difficulty in Computing the k_{eff} of the World ». Ce rapport

évoquait la possibilité plausible selon laquelle un échantillonnage incorrect dans un calcul de criticité Monte Carlo se traduirait par une valeur de k_{eff} inférieure à la valeur réelle. Ce problème, parfois appelé « Problème Whitesides », a été abordé lors de plusieurs forums, mais reste l'un des obstacles non résolus à l'évaluation de la sûreté-criticité de systèmes hétérogènes complexes de matières fissiles pour lesquels la seule méthode de calcul de la multiplication neutronique est la méthode Monte Carlo.

Une série de systèmes de référence, dont chacun est susceptible de poser des problèmes de convergence des sources, a été proposée. Ils sont actuellement étudiés par plusieurs participants à l'aide des méthodes de calcul qu'ils utilisent couramment. Chaque participant appliquera différentes techniques afin de tenter de garantir une convergence des sources appropriée.

L'objectif de ce groupe d'experts est double. Tout d'abord, sensibiliser au problème posé par un échantillonnage incorrect. Deuxièmement, s'efforcer de trouver des techniques afin de réduire ou, au moins, détecter la présence de ce problème. Diverses techniques ont été proposées pour être ensuite appliquées avec les méthodes Monte Carlo de calcul de la criticité. Chacune d'entre elles sera testée afin d'évaluer son efficacité dans la résolution du problème de convergence des sources ou le signalement à l'utilisateur que celui-ci est présent.

5.6.4 Groupe d'experts sur les analyses d'excursion de criticité

Ce groupe d'experts s'est réuni pour la première fois le 4 décembre 2001, et sa mission n'a pas encore été totalement définie. La première mesure significative du groupe fut de renoncer à son ancien nom (Groupe d'experts sur les accidents de criticité) pour se rebaptiser Groupe d'experts sur les analyses d'excursion de criticité afin de mieux décrire le champ de la mission proposée. Le groupe a pour tâche d'apporter des données scientifiques sur les excursions de criticité qui peuvent être utilisées par la communauté de la criticité nucléaire dans l'étude et l'évaluation de l'analyse des accidents de criticité.

La mission initiale du groupe est de définir les matières fissiles à prendre en compte pour les benchmarks, ainsi que de définir les priorités pour les différentes matières. La phase suivante sera de déterminer les données expérimentales disponibles et les besoins en termes d'évaluation de benchmarking des données. Ce travail va donner lieu à une série de benchmarks visant à déterminer la qualité des outils de calcul actuels au regard des données expérimentales, et en définitive l'efficacité avec laquelle ils peuvent mesurer les excursions de criticité potentielles.

Avec ces études, le groupe espère identifier des méthodes de calcul permettant de modéliser au mieux les accidents de criticité, et dresser une liste de besoins expérimentaux pour les analyses d'accidents critiques. Par ailleurs, une base de données sur les transitoires de criticité issues de programmes expérimentaux et de rapports d'accident sera compilée.

5.6.5 Groupe d'experts sur les mesures sous-critiques

Tandis que la plupart des travaux sur la sûreté-criticité nucléaire s'appuient sur des expériences critiques, il existe plusieurs activités destinées à mesurer et déterminer le facteur de multiplication pour les systèmes sous-critiques. L'objectif de cette activité relativement nouvelle est d'évaluer et revoir les mesures sous-critiques pour l'évaluation des codes de calcul et des données nucléaires.

Ce groupe d'experts va proposer un ensemble d'expériences références sous-critiques évaluées pour intégration aux données collectées pour le manuel *International Handbook of Evaluated Criticality*

Safety Benchmark Experiments. La première expérience de la série a été préparée et soumise pour être incluse dans ce recueil. Une autre expérience impliquant du combustible pour REP a été menée sur le site de Dimple au Royaume-Uni et est en cours d'évaluation pour être éventuellement utilisée comme expérience de référence.

Un autre volet de cette étude consistera à réaliser une évaluation de la valeur des mesures sous-critiques pour l'analyse de sûreté-criticité.

5.7 Autres activités possibles du CSN

Le Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) a proposé le transfert de la base de données sur la composition isotopique du combustible usé à l'AEN. Cette initiative serait similaire au Projet de benchmark international sur la sûreté-criticité, dans le sens où la base de données constituerait un dépôt pour les données isotopiques de différents types de combustible usé. Ces données serviraient à valider les méthodes de calcul de la teneur isotopique du combustible usé dans le cadre des calculs de sûreté criticité.

Chapitre 6

RECYCLAGE DU PLUTONIUM ET CYCLES DE COMBUSTIBLE INNOVANTS

6.1 Introduction

Cela fait de nombreuses années que le Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'AEN travaille sur les questions relatives au combustible au plutonium. Ces travaux ont d'abord concerné les réacteurs surgénérateurs (RNR), et ultérieurement le combustible à oxydes mixtes (MOX) dans les REL et les réacteurs incinérateurs à neutrons rapides. De nombreux travaux ont été menés sur les RNR, notamment des calculs comparatifs au niveau international sur des surgénérateurs de grande puissance refroidis au sodium. Un benchmark international avec des calculs de combustion sur des réseaux serrés a été réalisé pour valider les méthodes et données sur les REL à taux de conversion élevé (HCLWR).

Ces calculs de référence pour les RNR et les HCLWR ont conduit au développement récent de codes nucléaires améliorés, qui permettent d'obtenir des données dont la qualité est comparable à celle des calculs de référence standard pour les REL. En ce qui concerne tout particulièrement l'application aux HCLWR, des codes de calcul basés sur une méthode multigroupe ultrafine ont été développés. Ils permettent de calculer avec précision l'autoprotection des résonances, y compris dans la région du spectre des neutrons intermédiaires. Des calculs de type Monte Carlo énergie continue ont été réalisés comme solution de référence. Cette méthodologie a été utilisée ultérieurement pour des calculs standard dans différents benchmarks.

En juin 1992, le CSN a mis en place le Groupe de travail sur la physique du recyclage du plutonium, suivi en 1997 par la création du Groupe de travail sur la physique du combustible au plutonium et des cycles innovants (WPPR). Les études entreprises par ce groupe de travail portent sur le recyclage du plutonium dans les REP, l'effet de réactivité lié à la vidange dans les REP, les réacteurs rapides incinérateurs de plutonium, le recyclage du plutonium dans les réacteurs rapides, le multirecyclage du plutonium dans les REL standard et avancés, et le combustible MOX dans les REB. Des calculs de benchmark ont également été effectués pour des expériences sur des réseaux de combustible MOX dans les REL.

6.2 Recyclage du plutonium dans les REP

Trois benchmarks ont été réalisés par le WPPR pour le combustible MOX dans les REP. Les deux premiers étaient des problèmes simples relatifs à une aiguille de combustible en milieu infini. Ils ont porté sur des questions spécifiques à l'utilisation du combustible MOX dans les REP avec du plutonium de qualité isotopique standard ou de faible qualité ; Le cas standard portait sur du plutonium dont le vecteur isotopique présentait une fraction fissile plus importante, du type de celui qui est utilisé dans du combustible MOX pour REP. La deuxième hypothèse prévoyait l'utilisation de plutonium avec un vecteur isotopique de faible qualité, du type qui serait produit par l'autorecyclage du combustible MOX REP. Les benchmarks étaient destinés à rechercher si les données nucléaires et codes de réseau actuels nécessitaient une mise au point et une validation supplémentaires pour calculer le comportement physique d'un cœur chargé avec du combustible au plutonium.

Quand le WPPR a proposé ces benchmarks, il s'attendait à obtenir un bon niveau de cohérence entre les différentes solutions. Cette attente n'a pas été complètement comblée, même si les dispersions des résultats étaient plus petites que celles qui étaient apparues dans une série de benchmarks antérieure. Dans les deux benchmarks, la dispersion était de 3-5 % sur k_{∞} . Ceci englobait les résultats de codes commerciaux en vigueur, vérifiés pour les combustibles à l'uranium. Si ces derniers n'étaient pas utilisés, la dispersion diminuait mais ne descendait pas au-dessous de 1 %. En outre, cette dispersion sur k_{∞} se traduisait par une dispersion beaucoup plus importante de la teneur en plutonium nécessaire pour atteindre la durée de cycle désirée. Ceci a fait apparaître la nécessité d'améliorer encore aussi bien les méthodes que les données de base pour les isotopes de plutonium de masse atomique plus élevée et les actinides mineurs. Les méthodes de calcul doivent prendre en compte l'autoprotection des résonances et l'effet de protection mutuelle, notamment l'autoprotection de ^{242}Pu .

Le troisième benchmark portait sur l'effet de réactivité de vidange dans les REP. Il spécifiait une géométrie plus compliquée, correspondant à la configuration en supercellule d'un réseau 30×30 de cellules de combustible uranium et MOX REP, qui était testée dans le réacteur expérimental VENUS à Mol, en Belgique. Les résultats calculés ont fait apparaître que les calculs sur un réseau infini avec des combustibles uranium et MOX à différents taux d'enrichissement donnaient une dispersion non négligeable des résultats, mais avaient une tendance marquée à montrer un effet de vide positif pour un taux élevé de MOX dans le combustible, et négatif pour une densité de plutonium élevée. Une tendance similaire est apparue dans les résultats des calculs bidimensionnels pour un assemblage uranium présentant une région centrale modérée ou vide, contenant des aiguilles combustibles MOX avec différentes teneurs de plutonium.

Il était souligné en conclusion que la conception des assemblages de combustible MOX nécessitait une utilisation des bases de données nucléaires les plus récentes, et l'application de codes de spectres et d'assemblages très détaillés et sophistiqués. L'utilisation de codes vérifiés uniquement pour le combustible à l'uranium devrait être évitée. Concernant le benchmark sur l'effet de vide, des conditions plus réalistes doivent être envisagées, comme une extension de la zone de vide au-delà des limites du sous-assemblage de combustible MOX. De plus, une validation expérimentale serait aussi nécessaire, en particulier pour les paramètres intégraux, comme les coefficients de réactivité, en cas d'utilisation de plutonium avec une composition isotopique dégradée. Différents problèmes de physique importants doivent être pris en compte pour le recyclage du plutonium dans les REP, notamment la limitation de la teneur en plutonium, pour éviter les effets d'un coefficient de vide positif et limiter la production d'actinides mineurs.

Ces benchmarks se sont avérés des moyens précieux de progresser pendant la période intermédiaire, avant l'obtention des résultats pratiques par un retour d'expérience sur l'irradiation en réacteur. Les conclusions issues des études des benchmarks peuvent être résumées de la façon suivante :

- Les méthodes de calculs nucléaires doivent prendre en compte de façon rigoureuse l'autoprotection des résonances et l'effet de protection mutuelle pour la totalité du domaine énergétique des nucléides du combustible et de la gaine, et des méthodes de calculs adaptées et correctement testées doivent être utilisées.
- Des données nucléaires de base d'une qualité suffisante sont nécessaires pour ^{238}U et les isotopes du plutonium, et aussi pour les actinides de nombre de masse plus élevé et les principaux produits de fission. Des bibliothèques de données nucléaires modernes telles que ENDF/B-VI, JEF-2 et JENDL-3 sont essentielles.

- Une vérification expérimentale de la teneur maximale en plutonium, en cas de composition isotopique dégradée de ce dernier, est nécessaire dans des configurations de réseau propre avec différents rapports modérateur/combustible.

6.3 Recyclage du plutonium dans les réacteurs rapides

Les thèmes des benchmarks examinés pour les filières de réacteurs rapides ont fait intervenir la physique du recyclage du plutonium dans des réacteurs rapides chargés avec un combustible oxydes ou métallique, pour déterminer leur potentiel pour la consommation de plutonium et la fission des actinides mineurs. Auparavant, les réacteurs incinérateurs n'avaient pas suscité le même degré d'intérêt que les réacteurs surgénérateurs. Dans ces benchmarks, les recherches ont porté sur la physique relative, en particulier, sur la consommation de plutonium, plutôt que sur la mise en place d'un cycle surgénérateur, et sur la réduction de la source de radiotoxicité potentielle. Ces filières de réacteurs rapides pourraient jouer un rôle important dans la gestion des stocks de plutonium avant l'introduction de réacteurs rapides surgénérateurs.

Les benchmarks ont envisagé une série d'hypothèses, allant de réacteurs rapides surgénérateurs standard à des systèmes rapides non surgénérateurs avec des taux de conversion situés entre 0,5 et 1,0. Des recherches ont porté sur l'association de réacteurs rapides surgénérateurs et de REL. Pendant les premières décennies, les réacteurs rapides pourraient être employés comme incinérateurs pour consommer les transuraniens en excédent. Ultérieurement, lorsque le plutonium en excédent et les réserves d'²³⁵U seront épuisés, les plans de chargement des réacteurs rapides pourront passer à un mode autosuffisant ou un mode surgénérateur en matière fissile. Les résultats ont fait apparaître la possibilité d'une réduction significative de la toxicité des déchets nucléaires, ainsi que l'avantage de l'énergie supplémentaire retirée du combustible usé REL recyclé plusieurs fois et du plutonium retraité.

Trois cas étaient spécifiés pour les benchmarks avec des combustibles métalliques : le cœur de « début de vie » (BOL), le cœur destiné à un cycle de combustible ouvert et le cœur avec multirecyclage. En ce qui concerne les problèmes de physique, les benchmarks de type BOL ont fait apparaître une plus grande dispersion des résultats entre les participants que dans le cas des modèles surgénérateurs conventionnels. Les cœurs présentant des fuites neutroniques élevées et des teneurs plus élevées en isotopes de plutonium et actinides mineurs plus lourds nécessitent tous la poursuite d'un travail de validation, incluant la réalisation d'expériences critiques.

6.4 Combustible au plutonium sans uranium

Ces dernières années, avec la possibilité de détruire/dégrader le plutonium militaire et l'augmentation des stocks de plutonium civil, l'accent a été mis sur l'incinération du plutonium dans les réacteurs comme moyen de réduire les risques de prolifération. Dans cette perspective, la méthode la plus efficace est d'utiliser du plutonium sans uranium. Si on utilise des matrices inertes pour le plutonium, il est possible d'éviter de produire à nouveau du ²³⁹Pu par capture neutronique dans ²³⁸U. Toutefois, les travaux sur les combustibles au plutonium sans uranium sont très limités par rapport à la R&D sur les combustibles MOX. Un groupe de travail spécifique a été mis en place par l'Institut Paul Scherrer (PSI), en Suisse, l'Institut japonais de recherche sur l'énergie atomique (JAERI), le CEA français, et le Politecnico Milano italien pour dresser un bilan de la situation actuelle et des principales questions de R&D sur les combustibles au plutonium avec des matrices sans uranium, en se concentrant en particulier sur la physique.

La matrice inerte la plus adaptée dépend du type de réacteur, de la méthode de retraitement, de l'utilisation d'un cycle ouvert ou d'un mode recyclage, etc. Il est nécessaire de choisir la matrice inerte adaptée au système, en tenant compte des caractéristiques nucléaires, des propriétés physiques, des performances d'irradiation et des capacités de retraitement. Il est recommandé d'accorder une priorité à la faisabilité de la fabrication et aux essais d'irradiation des combustibles au plutonium.

Quelques benchmarks ont été réalisés. Dans le cas d'un cœur REP partiellement chargé avec du combustible à matrice inerte (IMF), les solutions fournies ont révélé une bonne cohérence pour le combustible uranium, mais les écarts étaient plus importants pour le combustible MOX. D'autres problèmes ont été rencontrés pour les paramètres cinétiques, dans lesquels des écarts ont été observés. Un atelier sur le combustible à matrice inerte se tient chaque année depuis 1995, et une R&D est actuellement en cours pour identifier des combustibles potentiels.

6.5 Recyclage du plutonium dans des réacteurs convertisseurs avancés

Une étude a été réalisée sur les réacteurs convertisseurs avancés et leur aptitude au recyclage du plutonium. Il s'agit de réacteurs thermiques dans lesquels le taux de conversion est accru de façon significative par rapport aux réacteurs thermiques conventionnels. Ils pourraient donc jouer un rôle dans une étape intermédiaire entre les réacteurs thermiques actuels et les réacteurs surgénérateurs à venir.

Plusieurs types de réacteurs ont été étudiés, notamment le réacteur thermique avancé (ATR) japonais, une variante du CANDU, et les HCLWR. Dans certaines expériences de réseau avec des HCLWR, comme le LWHCR au PSI, ERASME.S (rapport de modération 0,5) et ERASME/R (rapport de modération 0,9), la comparaison des paramètres de réseau mesurés et calculés n'a fait apparaître aucune limitation imposée par un manque de connaissances de la neutronique et de la physique de ces réacteurs.

6.6 Multirecyclage du plutonium dans des REP

Les premiers benchmarks sur le recyclage du plutonium présentaient une faiblesse en ce sens que les cas envisagés ne correspondaient qu'à la situation actuelle (avec du plutonium d'une bonne qualité isotopique), et au scénario qui pourrait intervenir après de nombreuses générations de recyclage du combustible MOX (avec une qualité isotopique extrêmement faible). L'analyse des étapes intermédiaires était ignorée, et il n'était donc pas possible de déterminer précisément à partir de quel point les codes et les bibliothèques de données nucléaires ne pourraient plus être appliqués. De ce fait, le CEA a proposé un benchmark sur le suivi de cinq cycles consécutifs de multirecyclage dans un REP. Les spécifications du benchmark se sont efforcées de définir un scénario aussi réaliste que possible, prenant en compte des aspects précis comme la durée entre les cycles de recyclage (en intégrant les délais d'entreposage en piscine, la fabrication du combustible MOX, etc.) et l'effet de dilution quand des assemblages MOX et UO₂ sont retraités simultanément.

Comme dans le benchmark précédent, celui-ci était restreint au niveau des codes de réseau. Il s'agissait de la première étape la plus logique, dans la mesure où il n'était pas judicieux d'aller jusqu'à des codes de calcul de cœur complet en 3-D, avant qu'une cohérence suffisante apparaisse dans les données nucléaires et les codes de calcul de réseau sur lesquels ils reposent. Deux hypothèses ont été envisagées : l'une avec un réseau REP standard 17 × 17 du type utilisé dans de nombreux REP actuels (appelée STD-PWR) ; et une autre pour un réseau présentant un rapport modérateur/combustible accru (3,5/1 comparé à 2/1 pour le STD-PWR). Le deuxième scénario, appelé HM-PWR (highly moderated – modération accrue), visait à traiter un projet de modèle REP utilisant uniquement du combustible MOX. Dans un tel REP, il serait possible d'optimiser le réseau pour augmenter la modération et améliorer ainsi l'efficacité de l'utilisation du plutonium.

Le benchmark a porté sur l'examen de différents paramètres : réactivité en fin de cycle (qui détermine la durée du cycle), la variation de la réactivité en fonction du taux de combustion, des coefficients de réactivité, des sections efficaces microscopiques, de l'évolution isotopique et de l'évolution de la toxicité isotopique sur le long terme. Les conclusions et observations générales réalisées à partir de cette comparaison sont analysées plus loin.

Depuis les premiers benchmarks, des avancées considérables ont été faites dans les bibliothèques de données nucléaires et les méthodes. Les écarts existant entre les différentes bibliothèques de données et méthodes de réseau, appliqués à des scénarios de multirecyclage dans des REP, sont généralement restées dans des limites raisonnables. La dispersion des résultats observée était cohérente avec les incertitudes des données nucléaires de base, et nécessiterait une validation expérimentale supplémentaire avant la mise en œuvre effective d'un multirecyclage. Des scénarios de multirecyclage sont donc apparus comme matériellement possibles et faisables dans des REP conventionnels, au moins à court terme. Toutefois, les questions soulevées par un éventuel coefficient de vide positif empêcheraient presque certainement un recyclage au-delà du deuxième cycle.

À plus long terme, le concept de HM-PWR présentait certains avantages. Néanmoins, le principal avantage – il requiert une teneur initiale en plutonium inférieure – disparaissait largement dans les cycles ultérieurs. Le HM-PWR permettait une dégradation de la qualité isotopique du plutonium plus rapidement que le STD-PWR, ce qui annulait les avantages d'un spectre plus adouci. Le HM-PWR semblait également poser plus de difficultés par rapport aux bibliothèques de données nucléaires et aux codes actuels, comme l'ont montré un grand nombre de résultats discordants constatés dans le benchmark HM-PWR. La possibilité d'utiliser un HM-PWR pour des cycles de recyclage ultérieurs paraissait donc aussi problématique.

Au vu de ces considérations, le WPPR a convenu qu'il n'y avait pas de raison impérieuse de procéder à d'autres benchmarks au niveau des codes de réseau.

6.7 Distribution de puissance à l'intérieur des assemblages de combustible MOX

L'objectif principal de ce benchmark était de comparer différentes techniques d'évaluation de flux fins, dérivées de calculs de maillage « grossiers » de la diffusion ou de calculs de transport. Dix institutions y ont participé, et plus de 15 dispositifs de calcul ont été examinés. Ils comprenaient la majorité des méthodes utilisées pour la conception des réacteurs : probabilité de collision standard, transport S_n (à différence finie et nodale), diffusion (à différence finie et nodale), Monte Carlo, méthodes de reconstruction de puissance, etc.

D'un point de vue mathématique, une excellente cohérence des résultats a été relevée pour les résultats de référence, en utilisant des calculs de diffusion sur un maillage fin, et également pour les calculs de transport. En ce qui concerne le calcul nodal, et plus particulièrement les reconstructions de flux fins, il a été observé que, malgré l'utilisation de différentes méthodes nodales par les différentes institutions (solutions analytiques ou méthodes nodales de calcul d'expansion), ces méthodes étaient capables de réaliser une reconstruction fine du flux dans les assemblages à quelques pour cent près. Des écarts plus importants sont apparus au niveau des interfaces U-MOX, et il a été souligné qu'elles pourraient également apparaître dans des configurations non symétriques. En conclusion, une reconstruction des flux fins pourrait être obtenue avec une précision satisfaisante, sauf en ce qui concerne les singularités locales.

Une seconde phase de benchmark a été entreprise sur la distribution de puissance à l'intérieur d'assemblages de combustible MOX. En ce qui concerne les calculs de cœur, une dispersion importante

des résultats de réactivité, de 860 pcm par rapport à la valeur moyenne de k_{eff} , a été observée. Elle était due aux bibliothèques de sections efficaces et aux méthodes utilisées. Comme en ce qui concerne les distributions de puissance aiguille par aiguille, les participants ont en moyenne surestimé la puissance dans l'assemblage de combustible MOX central, avec une dispersion d'environ 3 % pour chaque zone.

6.8 Benchmark sur le combustible MOX destiné aux REB

Les travaux précédents du WPPR avaient porté sur les réacteurs rapides et les REP, mais n'avaient pas abordé la question des REB. Comme l'utilisation du MOX dans des REB est envisagée dans plusieurs pays membres de l'AEN, le WPPR a jugé important de remédier à ce déséquilibre dans ses activités. Une spécification a été fournie par Siemens pour l'étude de référence sur le combustible MOX REB. L'exercice a consisté en une comparaison des calculs pour un type de combustible REB 10×10 moderne, avec des assemblages contenant des crayons combustibles MOX et uranium/gadolinium, avec un large passage de l'eau à l'intérieur de l'assemblage. Le contenu fissile, autorisé pour un taux de combustion moyen au déchargement supérieur à 50 GWj/t, et la composition isotopique du plutonium correspondaient à ceux d'un combustible usé à l'uranium avec un taux de combustion au déchargement identique.

Les résultats des participants ont montré une précision similaire à celle qui est obtenue pour les benchmarks sur les REP. Pour le cœur en « début de vie », une concordance dans la limite de 1 % a été observée pour k_{∞} , et une différence légèrement supérieure à 1 % a été constatée en comparant ENDF/B-VI avec JEF-2.2. Pour les scénarios après une certaine combustion, la concordance était meilleure que pour les cas de « début de vie ».

6.9 Travaux en cours

Lors de la cinquième réunion du WPPR en novembre 1996, un travail d'analyse d'expériences critiques sur du combustible MOX dans les REL a été proposé, comme un outil essentiel de validation des calculs par rapport aux expériences. Plusieurs expériences ont été proposées pour la comparaison, comme TCA (JAERI, Japon), VENUS-2 (SCK•CEN, Belgique), EOLE (CEA Cadarache, France), etc. Ces ensembles de données n'ont pas été disponibles immédiatement et nécessiteraient l'accord des partenaires initiaux pour être mises à disposition en partie ou en totalité.

6.9.1 Analyse comparative des données de VENUS-2

Le SCK•CEN à Mol, en Belgique, a procédé à une analyse comparative basée sur des données expérimentales issues du programme VENUS-2. Le cœur était composé de crayons combustibles à l'uranium enrichi à 3,3 % et 4 % et de crayons combustibles avec une teneur en plutonium de 2,7 %. La comparaison des calculs et des expériences a été effectuée pour le k_{eff} et les distributions de puissance par aiguille. Le premier benchmark était un modèle de configuration bidimensionnel, et la seconde phase était un modèle tridimensionnel. Les participants ont adopté une procédure de benchmark en aveugle, dans laquelle les valeurs expérimentales ne sont pas données aux participants.

Treize solutions ont été présentées, avec une concordance généralement satisfaisante (écarts inférieurs à 500 pcm pour la réactivité, 5 % pour la puissance dans la région du combustible uranium et 10 % dans la région MOX). La dispersion plus élevée des puissances des aiguilles dans la région MOX résultait partiellement du fait que les crayons MOX étaient positionnés en périphérie du cœur, et étaient plus influencés par les effets aux limites.

6.9.2 Propositions pour de futurs exercices de comparaison

Benchmark sur les réacteurs à haute température (RHT)

Les réacteurs à haute température (RHT) ont récemment suscité un intérêt considérable. L'AIEA a organisé une étude comparative avec un assemblage de type prismatique. Pour éviter des doublons, il a été suggéré que le WPPR se penche sur la question des réacteurs à lit de boulets. Le concept de réacteur modulaire à lit de boulets (PBMR) est plus intéressant pour les études de physique que le modèle à éléments combustibles prismatiques. Delpech (CEA) et Rutten (FRAMATOME) ont présenté des propositions pour un benchmark portant sur la physique d'un RHT au plutonium. Par ailleurs, Kasemeyer a présenté une analyse des expériences effectuées sur le RHT dans l'installation PROTEUS. Les données expérimentales présentent un certain intérêt, mais la géométrie de PROTEUS est complexe et difficile à modéliser. C'est donc un site candidat pour un travail dans le cadre d'une seconde phase d'étude.

Benchmark sur les transitoires d'un cœur avec combustible MOX

Un exercice de comparaison intitulé « Paramètres cinétiques à travers une comparaison calcul/expérience de l'effet de réactivité dans CROCUS » a été proposé. Il s'agit d'un problème tridimensionnel qui fait intervenir quatre hauteurs d'eau et deux barres de contrôles, soit six hypothèses en tout. La première phase serait le benchmark sur le combustible à l'uranium, et un exercice similaire sur le combustible MOX constituerait l'étape suivante. En fait, des écarts importants, dus aux bibliothèques de données, ont été identifiés au PSI (20 % dans certains cas). Ce benchmark a été approuvé par le WPPR.

Coopération avec le Groupe d'experts sur l'élimination du plutonium dans des réacteurs

Trois exercices de comparaison sont en cours de développement en coopération avec le Groupe d'experts sur l'élimination du plutonium en réacteurs (TFRPD).

- Un benchmark tridimensionnel en aveugle sur du combustible MOX dans VENUS-2, pour lequel des spécifications ont été préparées à partir de mesures du cœur MOX de VENUS-2 depuis mai 2001.
- Des benchmarks KRITZ-2, consistant en trois cœurs avec du combustible à l'uranium faiblement enrichi et un cœur avec du combustible MOX.
- Un benchmark sur du combustible MOX VVER-1000 proposé par l'Institut Kourtchatov, en Russie.

En outre, une étude portant sur la gestion du plutonium à moyen terme (c'est-à-dire au-delà du combustible MOX REP, mais avant les réacteurs rapides) a été présentée.

Chapitre 7

PHYSIQUE ET PROTECTION DES RÉACTEURS

7.1 Dose d'irradiation et dommages induits par l'irradiation sur les composants des réacteurs

Il est essentiel de calculer précisément la fluence neutronique et les débits associés à plus d'un emplacement dans le réacteur, de façon à évaluer et prédire la fragilisation de la cuve sous pression, et veiller ainsi à la sûreté de l'exploitation des centrales nucléaires. Pour examiner ce problème, le Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'AEN a mis en place le Groupe de réflexion sur le calcul des doses d'irradiation et la modélisation des dommages induits par les rayonnements sur les composants de réacteur. Dans une première phase de son travail, le groupe de réflexion a procédé à un bilan de l'état des connaissances sur les méthodologies de calcul de fluence neutronique et gamma dans les cuves de réacteur, et a publié un rapport [NEA/NSC/DOC(96)5].

Dans le prolongement de ce rapport, le groupe de réflexion a lancé deux benchmarks en aveugle pour valider et vérifier la précision revendiquée pour les méthodes de calcul utilisées. Les deux benchmarks se sont fondés sur les expériences VENUS effectuées au SCK•CEN de Mol, en Belgique, qui offraient l'avantage exceptionnel de présenter une forme radiale de cœur réaliste et un spectre neutronique typique des REP. Plus précisément, les deux benchmarks sont :

- *VENUS-1*. Un benchmark bidimensionnel, sur des calculs de dosimétrie à l'extérieur du cœur. La comparaison pour cinq taux de réaction [^{58}Ni (n,p), ^{115}In (n,n'), ^{103}Rh (n,n'), ^{238}U (n,f), ^{237}Np (n,f)], flux et déplacements par atome (DPA) mesurés à 34 emplacements sur le plan médian. L'incertitude fournie pour ces mesures s'élevait à $\pm 5\%$.
- *VENUS-3*. Un benchmark tridimensionnel, sur des calculs de dosimétrie à l'extérieur du cœur. Dans un benchmark 3-D, il est nécessaire d'avoir un grand nombre de positions de détecteurs, pour décrire la fuite des neutrons rapides à travers la géométrie 3-D complexe de la partie extérieure du cœur, du cloisonnement du cœur, du réflecteur d'eau et de l'enveloppe du cœur. Le nombre des types de détecteurs servant à la comparaison a été réduit à trois taux de réaction [^{58}Ni (n,p), ^{115}In (n,n'), ^{27}Al (n, α)], flux et DPA à 344 emplacements. En dehors du plan médian, les détecteurs étaient situés à 14 niveaux axiaux différents, entre 105 cm et 155 cm.

Les résultats de benchmark fournis pour VENUS-1 s'appuyaient sur huit codes à méthode S_n -bidimensionnels (DORT), un code de transport développé en interne et un code Monte Carlo. Les résultats ont montré que la principale source d'inexactitude des calculs VENUS-1 provenait de la correction de fuite basée sur la théorie de la diffusion. Celle-ci a donné des résultats satisfaisants à l'intérieur du cœur du réacteur, mais pas à l'extérieur, ce qui a conduit à une sous-estimation d'environ 10 % des taux de réaction à ces emplacements de détecteur. Il a été démontré qu'une différence relative de $\pm 20\%$ entre mesure et calcul devait être prise en compte. Le principal problème dans des calculs de dosimétrie 2-D consiste à déterminer la correction de fuite convenable dans l'hypothèse d'une faible hauteur du cœur, ce qui est le cas pour le cœur de VENUS.

En choisissant l'ordre de grandeur correct pour l'approximation de $S_n P_1$, il semblerait qu'un calcul $S_8 P_3$ ait été suffisant pour la dosimétrie à l'intérieur de la cuve. Pour la dosimétrie hors cuve, toutefois, il a fallu adopter une approximation d'ordre supérieur.

Huit résultats ont été mis à disposition pour VENUS-3, consistant en cinq calculs S_n tridimensionnels, deux calculs Monte Carlo et un calcul par (une) méthode de synthèse des flux. Les conclusions suivantes peuvent être déduites des benchmarks VENUS-3 :

- La concordance entre calculs et mesures pour VENUS-3 était considérablement supérieure à celle de l'exercice VENUS-1. La principale raison était qu'une approximation du coefficient de fuite dans les calculs 3-D n'était pas nécessaire.
- Les résultats des codes TORT, PENTRAN et MCNP se situaient dans la plage de précision visée de $\pm 10\%$, souhaitée pour les calculs de dosimétrie. Si nécessaire, des calculs plus précis seraient possibles avec des écarts de $\pm 5\%$ par rapport aux mesures. Ceci pourrait être obtenu par l'adoption d'une taille de maillage spatial et d'une structure multigroupe plus fines en cas de calculs S_n .
- Les taux de DPA calculés ont fait apparaître une bande de dispersion relativement importante. Ceci provient du fait que deux versions de sections efficaces de DPA différant de 20 % ont été appliquées aux calculs S_n . Les taux de DPA calculés à partir des données ASTM-82 ont été nettement sous-estimés par rapport à ceux qui ont été déduits de nouvelles données sur le fer issues de ENDF/B-VI.

7.2 Benchmark sur les mesures VENUS-2 d'un cœur chargé en MOX

Dans le cadre des activités conjointes réalisées par le Groupe de travail du CSN sur la physique du combustible au plutonium et des cycles de combustibles innovants (WPPR) et le Groupe d'experts sur l'élimination du plutonium par des réacteurs (TFRPD), un benchmark international en aveugle sur la prévision de la distribution de puissance dans l'expérimentation VENUS-2 bidimensionnelle sur un cœur MOX a été lancé en mai 1999. Le CSN avait déjà étudié des benchmarks de physique théorique et les problèmes de multirecyclage liés à différentes filières utilisant le combustible MOX. Il a néanmoins paru nécessaire d'établir un lien entre ces résultats et des données provenant d'expériences. L'objectif de cet exercice était d'étudier la capacité prédictive des codes de production actuels, avec les dernières bibliothèques de données nucléaires utilisées pour des calculs sur des systèmes à combustible MOX, en comparant ces résultats avec des expérimentations sur le cœur MOX VENUS-2.

L'installation VENUS est un réacteur critique à puissance nulle, situé au SCK•CEN, en Belgique. Le cœur est composé de douze sous-assemblages 15×15 . Dans le cœur VENUS-2, la partie centrale du cœur consistait en des aiguilles de combustible enrichi à 3,3 %. Pour les huit assemblages situés en périphérie du cœur, qui contenaient des aiguilles de combustible enrichi à 4 %, huit rangées des aiguilles situées le plus à l'extérieur ont été remplacées par des aiguilles de MOX à 2,0 % de ^{235}U et 2,7 % de plutonium. Un huitième du cœur était constitué de 325 crayons combustibles, les puissances des aiguilles de 121 crayons étant mesurées directement, et celles des 204 autres étant interpolées à partir des valeurs mesurées. Dans la mesure où le benchmark portait sur des modèles en 2-D, le buckling vertical a été déterminé en mesurant le profil de puissance axiale pour six aiguilles combustibles.

Pour ce benchmark, chaque participant a procédé à des calculs de cellules de k_{∞} et des taux d'absorption et de fission par isotope pour chaque type de cellule de combustible. Chacun a également effectué des calculs de cœur de k_{eff} et des distributions de puissance normalisées des aiguilles pour un huitième du cœur (325 aiguilles).

Dix institutions ont participé au benchmark, et ont fourni plus de 14 solutions. Des méthodes déterministes ou Monte Carlo ont été appliquées, avec différents ensembles de données nucléaires. Les codes déterministes utilisés étaient un code S_n (DORT), associé à SCALE/XSDRNPM, les codes de probabilité de collision HELIOS et BOXER, et un code nodal de diffusion GNOMER, associé à un code de calcul de cellule WIMS-D. Différentes versions de codes Monte Carlo à énergie continue ont également été utilisées, comme MCNP-4B, MVP et MCU-B. Les principaux fichiers de données nucléaires utilisés ont été ENDF/B-V, ENDF/B-VI, JEF-1, JEF-2, JENDL-3.2 et BROND. Des benchmarks ont ainsi pu être effectués à partir des fichiers de données nucléaires les plus récents utilisés dans le monde entier.

Les résultats des calculs de cellule ont donné des valeurs moyennées de k_{∞} de $1,40593 \pm 0,00393$ pour les cellules avec du ^{235}U à 3,3 %, $1,33726 \pm 0,00553$ pour les cellules avec du ^{235}U à 4 %, et $1,25673 \pm 0,00607$ pour les cellules avec du MOX. La plupart des résultats ont révélé un écart inférieur à 0,5 %. Les calculs Monte Carlo, en particulier, ont donné des résultats présentant un écart inférieur à 0,2 %, ce qui constitue l'incertitude revendiquée pour la réactivité dans les méthodes actuelles de conception nucléaire. Les résultats ont été les suivants pour les taux d'absorption et de fission :

- ^{235}U . Une bonne concordance a été observée entre les résultats, à la fois pour les taux d'absorption et les taux de fission (moins de 1 % pour l'absorption et moins de 0,5 % pour la fission).
- ^{238}U dans une cellule MOX. La plupart des calculs ont fait apparaître des écarts sur les valeurs moyennées inférieures à 3 % pour les taux d'absorption et à 2 % pour les taux de fission.
- ^{239}Pu . La plupart des calculs ont fait apparaître un écart inférieur à 0,5 % pour les taux d'absorption et de fission.
- ^{240}Pu et ^{241}Pu . Les tendances étaient très similaires pour les deux nucléides, des écarts de quelques pour cent ayant été relevés. La surestimation ou la sous-estimation a également atteint quelques pour cent, essentiellement en fonction des données nucléaires utilisées.
- ^{242}Pu . Les écarts ont été plus élevés pour ce nucléide : jusqu'à 10 % pour les taux d'absorption et 6 % pour les taux de fission.
- ^{241}Am . Des écarts d'environ 5 % ont été observés, à la fois pour les taux d'absorption et les taux de fission.

Les résultats des calculs de cœur ont donné une valeur moyenne de k_{eff} de $0,99758 \pm 0,0045$. Les calculs déterministes de transport ont donné une moyenne de $0,99750 \pm 0,0044$, et les calculs Monte Carlo $0,99983 \pm 0,0037$. La différence maximale a été de -1,0 %, donnée par le calcul de diffusion avec ENDF/B-VI.

En ce qui concerne les distributions de puissance des aiguilles, une excellente concordance avec les valeurs mesurées a été observée pour deux types d'aiguilles à combustible uranium (écart inférieur à 2,5 % pour les aiguilles enrichies à 2,5 %, et 1,0 % pour les aiguilles enrichies à 4,0 %). Pour les aiguilles à combustible MOX, l'écart moyen était plus important que pour les aiguilles à uranium dans la plupart des calculs, une surestimation d'environ 4,5 % ayant été relevée.

De manière générale, les résultats des calculs étaient systématiquement supérieurs pour la zone MOX et inférieurs pour la zone uranium. En conclusion, les résultats ont été très encourageants et ont confirmé que les méthodes actuelles, utilisant les ensembles de données nucléaires les plus récents, permettaient un calcul correct du comportement des systèmes à combustible MOX. Un benchmark utilisant les résultats expérimentaux 3-D de VENUS-2 est prévu dans le prolongement de ce benchmark 2-D.

7.3 Benchmarks sur la stabilité et les transitoires dans un REP

Un groupe d'experts a été mis en place pour aborder les questions relatives aux méthodes de modélisation et de calcul dans le domaine des transitoires 3-D couplés en neutronique et thermohydraulique pour les cœurs nucléaires, et sur le couplage des phénomènes et de la dynamique de système des cœurs dans les REP, REB et VVER. Les transitoires envisagés comprenaient :

- Benchmark sur un transitoire de puissance dans un REL [éjection d'une barre de contrôle (REP), injection d'eau froide et mise sous pression du cœur (REB)].
- Retrait incontrôlé des barres de contrôle sur un REP.
- Ruptures d'une tuyauterie vapeur principale sur un REP.
- Analyse de stabilité, de séries temporelles et de fréquence sur un REB.
- Benchmark sur des déclenchements de turbine sur les REB.
- Benchmark sur un transitoire de refroidissement dans un VVER-1000 (V1000-CT).

Les objectifs du CSN dans le domaine des calculs couplés neutronique/thermohydraulique sont de faire progresser les connaissances scientifiques nécessaires au développement de techniques de modélisation avancées pour de nouvelles technologies et de nouveaux concepts nucléaires, comme pour les applications nucléaires actuelles. Il s'agit notamment :

- D'impulser le développement de codes couplés tridimensionnels, neutronique/thermohydraulique.
- De valider et d'étudier leurs performances à travers une comparaison avec des expériences.
- De vérifier l'adéquation des méthodes et des codes informatiques, d'accroître le niveau de confiance dans des domaines où les données expérimentales sont très coûteuses ou absentes.
- De déterminer les incertitudes des modèles.
- De promouvoir l'utilisation de ces méthodes et codes dans des cycles de production et les analyses de sûreté.

7.3.1 Benchmarks sur les transitoires d'un cœur de REP

L'objet de cet exercice théorique de comparaison, achevé en 1993, était de calculer les transitoires de réactivité dans le cœur d'un REP de taille commerciale, grâce à des codes de cinétique spatiale. L'objectif général de ce benchmark était de réaliser un premier bilan de l'état des connaissances dans ce domaine d'analyse. Par souci de simplification, toutes les sections efficaces neutroniques en deux groupes et la plupart des données thermohydrauliques étaient imposées par le document de spécification.

Pour les REP, les problèmes envisagés faisaient intervenir l'éjection d'une barre de commande. Des transitoires ont été amorcés à partir d'états de puissance nulle à chaud (2 775 W) et de pleine puissance pour trois configurations différentes. Le cœur de référence était constitué de 157 assemblages combustibles et 64 éléments réflecteurs. Les hypothèses A et B ont été définies dans une symétrie par huitième, et étaient de plus caractérisées par l'éjection d'une grappe de commande centrale (A) ou périphérique (B). Le scénario C a été défini pour une géométrie avec un cœur complet. Treize institutions nationales et industrielles, de dix pays différents, ont fourni des solutions.

Les problèmes proposés pour les REB portaient sur une injection d'eau froide et des transitoires de montée en pression du cœur. L'injection d'eau froide dans la totalité du cœur à la puissance initiale de 1 600 MW a été simulée, en doublant l'arrivée d'eau de sous-refroidissement à travers une augmentation exponentielle, avec une constante de temps de 2,5 s. Le cœur de référence REB était constitué de 185 assemblages combustibles et de 64 éléments réflecteurs. Huit institutions nationales et industrielles, de cinq pays différents, ont fourni des solutions.

Les résultats obtenus au cours de la première phase des essais REP et REB peuvent être considérés comme très satisfaisants. La comparaison s'est avérée utile de différentes manières pour certains codes de manière individuelle, étant donnés les niveaux de développement et de validation qu'ils avaient atteints. Certains participants ont pu déceler des faiblesses dans leurs solutions et adopter des mesures correctives. Il était connu que de nombreux codes basés sur des méthodes tridimensionnelles à maillage grossier avaient atteint un niveau de développement ou de test avancé.

Les résultats de ce benchmark ont été publiés dans le document NEA/NSC/DOC(93)25.

7.3.2 Retrait incontrôlé d'une barre de commande à puissance nulle

Du fait de l'intérêt important soulevé par le benchmark consacré à l'éjection d'une barre de commande décrit plus haut, un deuxième benchmark a été entrepris pour valider les codes pour un autre problème classique d'analyse de sûreté sur un cœur REP : un accident de retrait d'une barre de commande à puissance nulle. Le modèle de cœur utilisé pour ce benchmark a été le même que pour le précédent. À partir de l'état critique initial à puissance nulle, une ou deux grappes de commande ont été retirées à la vitesse maximum (72 pas par minute). Cette évolution consistait pour l'essentiel en une insertion de réactivité continue, limitée par l'arrêt d'urgence du réacteur, qui surviendrait au bout d'un certain délai après la détection d'un flux important (35 % de la puissance de fission nominale). Quatre hypothèses ont été envisagées :

- Les hypothèses A, B et D différaient par l'emplacement des grappes de commande concernées et, par voie de conséquence, par la réactivité injectée.
- L'hypothèse A correspond au retrait d'une seule grappe, les autres grappes restant complètement retirées jusqu'à l'arrêt d'urgence.
- Le cas B représentait le retrait de deux grappes de contrôle.
- Le cas C était identique au cas B, si ce n'est que le coefficient de transfert thermique combustible-eau était fixé.
- Le cas D partait des mêmes conditions initiales que le cas B, mais un plus grand nombre de barres périphériques étaient retirées.

Les solutions présentées ont été comparées à un résultat de référence obtenu avec un code nodal (PANTHER), utilisant une résolution spatiale (3×3 nœuds par assemblage et 48 nœuds axiaux) et une résolution temporelle plus fines que dans le calcul standard. Onze (11) solutions ont été fournies par dix pays. Les codes utilisaient un modèle nodal pour des calculs tridimensionnels directs, à l'exception d'une solution qui utilisait la méthode par synthèse.

Une bonne concordance a été obtenue dans la plupart des codes pour l'évolution de la puissance et son intégrale, en particulier pour les paramètres moyennés au niveau du cœur. Toutefois, le pic en cours de puissance a paru plus sensible au modèle et à la nodalisation. Pour la « pastille chaude », la dispersion

des résultats a été plus importante, particulièrement en ce qui concerne les profils de l'enthalpie de la pastille chaude et les conditions limites des profils de puissance. Le résultat suggérait qu'un soin particulier devait être apporté à la cohérence entre la méthode de calcul et les critères appliqués aux analyses de sûreté.

Les distributions de puissance axiales et radiales étaient très similaires pour tous les participants lorsque la totalité du cœur était concernée. Les conditions limites des profils axiaux traduisaient les différences obtenues au niveau de la pastille chaude. Du fait du manque de mesures sur les transitoires d'insertion de réactivité, les résultats de ce benchmark ont suscité un vif intérêt. Ils ont été publiés dans le document NEA/NSC/DOC(96)20.

7.3.3 Benchmark sur la rupture d'une tuyauterie de vapeur principale (MSLB) dans un REP

Le problème du benchmark MSLB REP, approuvé conjointement par l'AEN et la Commission américaine de la réglementation nucléaire (NRC), a utilisé un modèle de neutronique de cœur tridimensionnel, pour poursuivre la vérification de la capacité des codes couplés pour l'analyse de transitoires complexes avec des interactions couplées cœur-installation, et pour tester en détail le couplage thermohydraulique. Il était basé sur un modèle d'installation réelle et sur des données d'exploitation de la centrale nucléaire de Three Mile Island-1. L'objectif de ce benchmark était de :

- Vérifier la capacité des codes de systèmes à analyser des transitoires complexes avec des interactions couplées cœur-installation.
- Tester complètement le couplage tridimensionnel neutronique/thermohydraulique.
- Évaluer les écarts entre les prédictions des codes couplés dans des simulations de transitoires réalistes.

Le benchmark était constitué des trois exercices suivants :

- Une simulation ponctuelle de la cinétique de l'installation, qui modélisait le circuit primaire et le circuit secondaire. L'objectif de cet exercice était de tester la réponse thermohydraulique du système.
- Une évaluation tridimensionnelle couplée neutronique/thermohydraulique de la réponse du cœur. L'objectif de cette phase était de tester la réponse neutronique à des conditions thermohydrauliques imposées.
- Un modèle de transitoire couplé cœur-installation réaliste. Cet exercice a permis une simulation de la totalité du transitoire, et a combiné les deux premiers exercices. Il a testé en détail le couplage neutronique/thermohydraulique.

Chaque code informatique a utilisé des modèles temporels et spatiaux distincts, et des modèles numériques pour la neutronique du cœur, la thermohydraulique du cœur et la simulation thermohydraulique du système. L'objectif final était de permettre aux participants de lancer et de vérifier ces modèles avant de se consacrer à l'objectif majeur : tester les méthodologies de couplage en termes de recouvrements de maillage numérique, temporel et spatial. Pour effectuer une telle validation approfondie des codes couplés, une méthodologie multiniveaux a été employée. Elle comportait l'application des trois exercices, l'évaluation de plusieurs régimes permanents et la simulation de deux scénarios de transitoire. Au cours

des activités du benchmark, une communauté professionnelle s'est constituée, et ses membres ont participé à une discussion approfondie des différents aspects abordés par le processus de validation. Des ateliers internationaux et des réunions *ad hoc* ont joué un rôle important dans le processus d'évaluation.

Dans la Phase I de l'exercice, 14 solutions ont été soumises par huit pays. Il a été observé que les facteurs essentiels influençant la dynamique du transitoire étaient la modélisation du débit de rupture (modèle de flux critique), l'entraînement par le liquide, la modélisation du débit d'aspiration et la nodalisation de la conduite de descente du générateur de vapeur (GV). Les paramètres clés étaient la masse du GV, le débit de rupture, les températures du caloporteur et du combustible, et le niveau de puissance. Il a été utile d'analyser d'autres paramètres, parce qu'ils ont aidé à déterminer ce qui causait le comportement des paramètres clés. Il a été prouvé que le modèle de GV avait une grande influence sur la puissance au cours du transitoire.

Un des enseignements les plus importants retirés de la première phase de ce benchmark a été qu'il était extrêmement important, et aussi très difficile, d'assurer une cohérence de la modélisation pour un problème quelconque. Les résultats ont fait apparaître que l'analyse cinétique ponctuelle est peut-être trop conservatrice, et pourrait ainsi limiter la souplesse opérationnelle des centrales nucléaires dans les domaines des taux de combustions élevés, des cycles de combustibles prolongés et des augmentations de puissance.

Vingt solutions de huit pays ont été présentées dans la Phase II, et 11 solutions, de 10 pays, pour la Phase III. Une méthodologie statistique a été adoptée pour la comparaison et l'évaluation des résultats soumis. Les valeurs de référence ont été calculées sur la base de la valeur moyenne statistique de tous les résultats soumis, à l'exception des solutions clairement atypiques. De manière générale, la concordance entre les résultats pour la totalité du cœur était bonne, sauf pour une solution. La plupart des écarts ont été observés dans les prédictions sur les paramètres locaux, ce qui découlait des systèmes utilisés pour la nodalisation thermohydraulique et le couplage spatial. Ceci provient partiellement du fait que les participants ont utilisé différents systèmes pour la répartition spatiale de la puissance résiduelle.

Les résultats, basés sur l'étude des paramètres, ont indiqué que l'évolution de la puissance de transitoire totale au cours de la simulation MSLB n'était pas sensible au raffinement de la structure radiale de la chaleur. Comme dans le cas de l'amélioration du système de neutronique, l'impact concernait essentiellement les répartitions locales. En outre, les calculs MSLB étaient tributaires des données détaillées de modélisation de la thermohydraulique du cœur. Les résultats ont été publiés dans les documents NEA/NSC/DOC(2000)2 et NEA/NSC/DOC(2000)21.

Au cours de la définition et de la coordination du benchmark MSLB, une approche systématique a été élaborée, qui a contribué à la détermination des exigences et des besoins supplémentaires de validation des codes couplés réalistes. La méthodologie améliorée qui en a résulté a été ultérieurement employée pour développer un benchmark similaire pour les REB.

7.3.4 Benchmark de stabilité sur Ringhals-1

Il existe plusieurs exemples d'oscillations de puissance intempestives dans des REB de pays membres de l'AEN. De tels événements ont mis en évidence la nécessité de poursuivre des activités de R&D, aussi bien pour les procédures d'autorisation que pour trouver de nouvelles configurations de cœur et de nouvelles stratégies d'exploitation. Deux types d'instabilité sont possibles : une oscillation en phase ou en mode global, et une oscillation déphasée ou en mode régional (avec parfois un recoupement de ces deux modes). Certaines mesures ont fourni des données pour la validation de codes et de méthodes, mais elles étaient limitées. Il apparaissait clairement qu'un ensemble de données complet et bien défini,

à partir de mesures réunies au cours d'un benchmark international, présenterait un intérêt pour de nombreux développeurs de codes, et pourrait également être utile dans les procédures d'autorisation.

Les données provenaient de mesures de début de cycle, des cycles 14, 15, 16 et 17 du REB suédois Ringhals-1. Le benchmark comprenait un total de 41 points d'état sur quatre cycles, chacun avec des taux de décroissance et des fréquences naturelles mesurés et évalués.

Neuf participants, de 8 huit pays différents, utilisant plusieurs modèles de calcul, ont soumis leurs solutions et ont participé à l'analyse. Les codes appliqués en mode réaliste ont fait apparaître un biais très réduit dans le taux de décroissance global, et une incertitude (écart-type d'un sigma) dans le taux de décroissance calculé dans la fourchette 0,06 à 0,10. Les codes en cours de validation montraient une fluctuation plus importante entre les cycles. En résumé, il a été mis en évidence que le calcul des caractéristiques globales de stabilité d'un REB pourrait être effectué avec une précision /assez proche de celle obtenue à partir des données brutes par les méthodes d'analyse de bruit utilisées pour l'évaluation des paramètres de stabilité correspondants. Ceci était confirmé pour les codes dans le domaine de la fréquence ainsi que pour les codes temporels.

En ce qui concerne les caractéristiques de stabilité régionale, il est apparu que les méthodes utilisant à la fois une évaluation de séries temporelles et un calcul des paramètres d'oscillation devaient être améliorées. Une oscillation régionale est plus problématique pour la surveillance et les systèmes de protection du cœur d'un REB. Un outil de calcul est nécessaire pour prévoir avec une certaine assurance quel mode de cœur sera prédominant dans un réacteur présentant des conditions d'exploitation et une configuration de cœur donnée.

Les résultats de ce benchmark ont été publiés dans le document NEA/NSC/DOC(96)22.

7.3.5 Benchmark de stabilité sur Forsmark-1 & 2

Le benchmark Ringhals-1 a émis la recommandation d'étudier les différentes méthodes d'analyse de séries temporelles, de façon à obtenir une méthodologie unifiée pour détecter et supprimer les oscillations pendant l'exploitation du réacteur, ainsi qu'une meilleure qualification des méthodes d'analyse de bruit appliquées. Un benchmark complémentaire a donc été proposé, consacré à l'analyse de données de séries temporelles et comprenant l'évaluation de la stabilité globale comme de la stabilité régionale.

Le benchmark était fondé sur des données provenant de plusieurs séries de mesures effectuées dans les REB suédois Forsmark 1 et 2 dans la période de 1989 à 1997. Les données ont été réparties en six scénarios. Quinze solutions ont été proposées par des participants appartenant à dix organisations de 8 pays différents. Les méthodes suivantes ont été utilisées pour l'analyse : méthodes autorégressives et pôles de domaine ; méthodes autorégressives et réponse impulsionnelle ; autocorrélation ; autocorrélation récursive ; méthode autorégressive des moyennes mobiles (méthode de type « plateau ») ; et estimation du spectre de puissance.

Les résultats du benchmark ont été publiés dans un rapport intitulé *Time Series Analysis Methods for Oscillation during BWR Operation* [NEA/NSC/DOC(2001)2]. Ses principales conclusions étaient les suivantes :

- Pour l'analyse de bruit, le taux de décroissance a été associé au pôle dominant ou le moins stable. La définition était claire pour un système de second ordre.
- Pour la détermination des taux de décroissance, la partie asymptotique de la fonction de transformation doit être utilisée.

- Le taux de décroissance pourrait être déterminé, sans filtrage, si le programme de calcul était affiné très précisément en fonction de l'installation.
- Le temps nécessaire pour déterminer le taux de décroissance était à peu près inversement proportionnel à la valeur de ce dernier.
- Le taux de décroissance des oscillations déphasées a pu être déterminé pour des valeurs atteignant $0,7 \pm 0,1$, si suffisamment de signaux de moniteurs de puissance neutronique locale étaient fournis. Ceci dépendait du savoir-faire de l'expert ou de la sophistication de l'algorithme de contrôle.
- Des limites suffisamment précises ont pu être déterminées pour le comportement stable du cœur du réacteur en utilisant des codes dans le domaine de fréquence. Ils étaient efficaces mais insuffisants. La marge réelle doit être déterminée sur la puissance. Le taux de décroissance est une mesure de stabilité linéaire et ne doit donc pas être utilisé comme seul indicateur de la stabilité d'un REB.

Il a été vérifié que les différentes méthodes fournissaient régulièrement la même réponse dans une large mesure.

7.3.6 Benchmark sur les effets d'un déclenchement de turbine sur un REB

L'AEN et la NRC américaine ont conjointement approuvé un benchmark sur les effets d'un déclenchement de turbine sur un REB, afin de valider les codes d'analyse réalistes de systèmes avancés. Le benchmark avait pour objet de mettre en place un exercice de déclenchement de turbine de REB, basé sur un problème bien défini avec un ensemble complet de spécifications d'entrée et des données expérimentales de référence, pour qualifier les codes de transitoire tridimensionnels neutronique/thermohydraulique d'un système.

Dans la mesure où ce type de transitoire est un événement dont la dynamique est complexe et qui met en jeu des variables de réacteur qui changent très rapidement, un problème de benchmark bien constitué aurait à tester les codes couplés sur deux niveaux : couplage neutronique/thermohydraulique et couplage cœur/installation. Par conséquent, les objectifs du benchmark étaient des tests de contre-réaction approfondis et un examen de l'aptitude des codes couplés à analyser les transitoires complexes avec des interactions couplées cœur/caloporteur par comparaison avec des données expérimentales réelles.

Le projet de benchmark a été établi en fonction du transitoire de déclenchement de turbine, avec une fermeture soudaine de la vanne d'arrêt de la turbine au REB de Peach Bottom-2 aux États-Unis. Trois transitoires de déclenchement de turbine à des niveaux de puissance différents ont été effectués, avant un arrêt pour renouvellement du combustible en avril 1977. Le benchmark consistait en trois exercices distincts :

- Une simulation de la puissance en fonction du temps sur l'installation, avec une table des profils axiaux de puissance fixes (obtenue à partir de données expérimentales).
- Un modèle BC (bounded confidence) tridimensionnel, couplé cinétique/thermohydraulique et/ou une simulation unidimensionnelle de la cinétique de l'installation.
- Une modélisation tridimensionnelle réaliste cœur/thermohydraulique de l'installation.

Trois ateliers ont été tenus au cours des activités de benchmark. Ils se sont tenus à : Exelon Generation, Philadelphie, États-Unis, 9-10 novembre 2000 [publication NEA/NSC/DOC(2000)22]; Institut Paul Scherrer, Suisse, 15-16 octobre 2001 [NEA/NSC/DOC(2001)20]; et enfin, Forschungszentrum Rossendorf, Allemagne, 28-30 mai 2002. Un quatrième atelier a été prévu à Séoul, en Corée.

Un résumé des résultats du benchmark a été publié en quatre volumes sous forme de rapports AEN et NUREG/CR [NEA/NSC/DOC(2001)1].

7.3.7 Benchmark sur un transitoire de refroidissement dans un VVER-1000

Au cours de la définition et de la coordination des benchmarks conjoints de l'AEN et de l'US NRC, sur une rupture de tuyauterie vapeur principale sur un REP et un déclenchement de turbine sur un REB, une approche systématique a été mise en place pour valider des codes couplés réalistes. Cette approche a recours à une méthodologie multiniveaux, qui permet non seulement un processus de validation cohérent et complet, mais contribue également à déterminer des exigences supplémentaires. Elle permet d'envisager une application aux procédures d'autorisation des calculs couplés pour un type spécifique de réacteur, en établissant une expertise de sûreté dans l'analyse de la réactivité. Les exemples ci-dessus démontrent l'intérêt de mettre en place de tels benchmarks couplés standard à partir des données expérimentales disponibles pour une installation réelle.

Un réacteur VVER-1000 de conception soviétique a été choisi comme application suivante des codes systèmes de thermohydraulique, à partir de données réelles d'installation. Un problème de benchmark couplé, basé sur les données de la centrale VVER-1000 de Kozloduy, en Bulgarie, a été élaboré pour évaluer la cinétique et les modèles cinétiques tridimensionnels.

Le problème de référence choisi pour la simulation portait sur l'activation d'une pompe primaire principale pendant que les trois autres pompes primaires principales étaient en fonctionnement, ce qui correspond à un transitoire réel dans l'exploitation d'une centrale VVER-1000. Cet événement est caractérisé par une augmentation rapide du débit à travers le cœur conduisant à un abaissement de la température du caloporteur, qui présente une dépendance spatiale. Ceci provoque l'insertion d'une réactivité positive répartie spatialement, due aux mécanismes de contre-réaction modélisés et à une distribution de puissance non symétrique. La simulation du transitoire nécessite d'évaluer la réponse du cœur dans une perspective multidimensionnelle, complétée par une simulation unidimensionnelle du reste du circuit de refroidissement.

Les objectifs de ce benchmark étaient de : vérifier l'aptitude des codes de système à l'analyse de transitoires complexes avec des interactions couplées de l'installation ; tester complètement le couplage tridimensionnel neutronique/thermohydraulique ; et évaluer les écarts entre les prédictions des codes couplés dans les simulations réalistes de transitoire. Le benchmark était constitué des exercices suivants :

- *Une simulation ponctuelle de la cinétique de l'installation.* L'objectif était de tester la réponse du modèle des circuits primaire et secondaire.
- *Une évaluation tridimensionnelle couplée neutronique/thermohydraulique de la réponse du cœur.* L'objectif était de modéliser seulement le cœur et la cuve ; les conditions en limites du transitoire en entrée et sortie du cœur étaient fournies.
- *Une modélisation de transitoire de l'installation avec un code couplé réaliste.* Cette modélisation associait des éléments des deux premiers exercices et constituait une analyse de la totalité du transitoire.

Les résultats de ce benchmark ont été publiés dans le document NEA/NSC/DOC(2002)6.

7.4 Protection contre les rayonnements

7.4.1 Base de données internationale sur les expériences de protection intégrales (SINBAD)

La Base de données internationale sur les expériences de protection intégrales (SINBAD) est une initiative internationale conjointe de la Banque de données de l'AEN, en tant qu'organisation pilote, et du Centre de calcul informatique des données de sûreté radiologique du Laboratoire national d'Oak Ridge (RSICC) aux États-Unis. La coopération de nombreux auteurs, organisations et experts des benchmarks a permis à SINBAD de devenir une base de données active, qui bénéficie d'une mise à jour continue des informations, d'une conservation des sources de données originales et de l'ajout de benchmarks expérimentaux de qualité satisfaisante.

SINBAD est un outil d'accès à une information conviviale et de qualité assurée, et il est largement mis à la disposition des modélisateurs des informations de technologie nucléaire. Grâce à l'incorporation continue de contributions de la communauté nucléaire à SINBAD, des modélisateurs informatiques et des utilisateurs de données nucléaires au niveau international poursuivront leur contribution à la sûreté et à la fiabilité dans différents domaines : nouvelles centrales nucléaires, production d'isotopes, médecine nucléaire, manutention des combustibles, déchets et autres domaines d'intérêt dans les applications radiologiques actuelles. La base de données joue un rôle essentiel dans la validation et la comparaison des codes informatiques et des données nucléaires utilisées pour les problèmes de transport des rayonnements et de la protection.

Différents niveaux d'information sont inclus dans la base de données :

- Des documents primaires lisibles sur un ordinateur sous forme d'image, en utilisant la reconnaissance optique des caractères.
- Une description de l'installation et des résultats d'expériences sous une forme normalisée.
- Des résultats d'évaluation, leur interprétation et leur bilan à travers une analyse des expériences avec des codes informatiques et des données reflétant l'état des connaissances.
- Des données de benchmark soumises à un examen critique des confrères, fournies par un système de gestion électronique basé sur un langage HTML.

La mission de SINBAD comprend les domaines clés suivants, qui sont essentiels à son succès : collecte de données ; préservation des informations ; intégration des données ; format de compilation ; aspects informatiques ; assurance qualité sur le code et les données ; mise à jour/correction des informations et commentaires utilisateurs ; développement de normes ; et coopération internationale dans le développement des sciences et technologies nucléaires.

Un grand nombre d'expériences contenues dans la base de données sont liées à la dosimétrie de la cuve sous pression. Les données de 60 expériences ont été réunies. L'accent a été mis jusqu'ici sur les données de protection des réacteurs à fission (qui représentent 66 % du total). Certaines installations utilisées pour des mesures sont maintenant fermées, ce qui entraîne un besoin urgent de préserver les données. Les données pour la neutronique de la couverture des réacteurs de fusion représentent 25 %, le reste étant consacré aux expériences sur la protection des accélérateurs. Environ 60 % des données ont été compilées et examinées par des pairs, environ 30 % ont été compilées mais attendent l'examen par des pairs et le reste est en cours de compilation. D'autres ensembles de données continuent d'être identifiés pour une publication ultérieure. L'accent sera mis sur la qualité des expériences, et de nouvelles compilations porteront sur les cas qui ne sont pas suffisamment couverts par les ensembles de données existants. Plus de 68 copies de SINBAD ont été diffusées dans 20 pays depuis 1997.

Une nouvelle version de SINBAD a été publiée fin 2000, et une version ultérieure était en cours de préparation avant publication en 2002. En février 2002, SINBAD avait reçu des contributions de 22 organisations, instituts et universités. Elle traitait de 32 hypothèses de protection de réacteurs nucléaires, de 12 hypothèses de protection neutronique pour la fusion et de six hypothèses de blindage d'accélérateur. Le nombre total des matériaux abordés était de 22 (pour certains matériaux, il y a eu plus d'une mesure dans des conditions différentes, par ex. type de source, énergie, géométrie ou composition de la source). La base de données est accessible gratuitement aux organisations des pays membres de l'AEN, à partir de la Banque de données de l'AEN.

Il est nécessaire de procéder à des développements complémentaires de la base de données SINBAD, pour incorporer des expériences supplémentaires et la rendre plus complète pour les besoins de validation pour de nouveaux modèles. Certaines expériences (environ 50 mesures) ont été identifiées et sont en cours d'intégration ou pourraient être intégrées à l'avenir.

7.4.2 Différents aspects de protection des accélérateurs, cibles et installations d'irradiation.

Les accélérateurs jouent un rôle de plus en plus important dans certains domaines technologiques, comme l'énergie et les applications médicales. Comme ils sont plus fréquemment utilisés et que leur puissance augmente, de nouveaux problèmes délicats apparaissent dans la caractérisation des environnements radiologiques et la sûreté radiologique. Depuis 1994, le CSN a organisé une série de six réunions de spécialistes sur cette question. Le Groupe d'experts sur la protection des accélérateurs, cibles et installation d'irradiation (SATIF) a été mis en place en juin 2000.

Ce groupe d'experts aborde les multiples aspects relatifs à la sûreté radiologique, à la modélisation de l'activation et du blindage, et à la conception des systèmes d'accélérateurs. Ces derniers comportent les accélérateurs d'électrons, de protons et d'ions, les sources de spallation, les installations de rayonnement synchrotron, les sources de transmutation, les systèmes pilotés par accélérateur, les lasers à électrons libres et les cibles et les systèmes d'arrêt de faisceau. Ce groupe a pour objectifs :

- La promotion des échanges d'informations entre scientifiques dans le cadre défini.
- L'identification des domaines dans lesquels une coopération internationale pourrait être fructueuse.
- La réalisation d'un programme de travail pour aboutir à des avancées dans des domaines prioritaires convenus.
- Un encouragement à l'accès gratuit aux sources des codes informatiques et aux données de sections efficaces et d'expériences intégrales, notamment en les mettant à disposition dans les centres d'information.

Les principales activités du groupe d'experts sont :

- L'évaluation des besoins en données expérimentales pour la validation des modèles et des codes.
- L'évaluation des besoins en données nucléaires évaluées et en bibliothèques de données traitées.
- L'organisation des expériences de protection.
- La collecte et la compilation des ensembles de données expérimentales.

- L'évaluation des modèles, codes informatiques, paramétrisations et techniques disponibles pour la conception d'un blindage d'accélérateur.
- La validation des codes et modèles informatiques disponibles pour effectuer une simulation du transport des particules.
- La tenue d'une réunion de spécialistes au moins une fois tous les deux ans, et la publication des comptes rendus.
- La transmission d'informations au Comité des sciences nucléaires (NSC).

Les six réunions de spécialistes du SATIF se sont tenues à : Arlington, Texas, États-Unis, 28-29 avril 1994 ; au CERN, Genève, Suisse, 12-13 octobre 1995 ; à l'Université Tohoku, Sendai, Japon, 12-13 mai 1997 ; Knoxville, Tennessee, États-Unis, 17-18 septembre 1998 ; à l'OCDE, Paris, France, 17-21 juillet 2000 ; et SLAC, Stanford, Californie, États-Unis, 10-12 avril 2002.

Les comptes rendus des réunions du SATIF ont été publiés par l'AEN. Environ 50 spécialistes ont participé à chaque réunion, notamment des physiciens, des ingénieurs et des techniciens de laboratoires, instituts, universités et industries de 7-9 pays et organisations internationales. Au cours des réunions, une attention particulière a été portée à :

- La disponibilité et la compilation de données expérimentales pour différentes applications.
- L'organisation de benchmarks internationaux.
- La disponibilité des codes informatiques et des bibliothèques de données destinés à être utilisés par la communauté scientifique engagée dans différents aspects de la protection et des applications des accélérateurs.
- L'identification des domaines dans lesquels une coopération internationale pourrait contribuer à résoudre les problèmes existants.

Les présentations réalisées lors des réunions SATIF peuvent de manière générale être classées dans les catégories suivantes : données, benchmarks, codes et modèles informatiques, installations, techniques de protection, coefficients de conversion, comparaisons de code et statut des codes.

7.4.3 Benchmarks tridimensionnels sur le transport des rayonnements

Le Groupe d'experts sur les benchmarks tridimensionnels sur le transport des rayonnements travaille sur les questions scientifiques dans le domaine des méthodes déterministes et stochastiques et des codes informatiques pertinents pour le transport des rayonnements. Les applications englobent le transport à travers des protections complexes et de grandes dimensions, notamment les zones vides et les cœurs de réacteurs très hétérogènes. Les méthodes utilisées sont notamment de type : ordonnées discrètes, transport nodal, éléments finis avec harmoniques sphériques, probabilités de collision, Monte Carlo, etc. Les objectifs du groupe d'experts sont :

- Développer des benchmarks et des exercices de comparaison pour des codes informatiques tridimensionnels de transport des rayonnements.
- Procéder à la validation des méthodes et identifier leurs forces, leurs limites et leur précision.
- Suggérer les besoins de développement des méthodes.

Plusieurs activités du CSN sont concernées par la validation des méthodes et des codes de calcul tels qu'ils sont appliqués aux technologies nucléaires. Un des principaux défis à relever consiste dans l'amélioration de la modélisation de complexité géométrique totale des problèmes réels dans des applications pratiques. Deux types de méthodes ont émergé pour la modélisation tridimensionnelle : la méthode stochastique Monte Carlo et les méthodes déterministes.

Pour traiter cette question, une série de benchmarks tridimensionnels sur le transport des neutrons, connus sous le nom de « Takeda Benchmarks », a été organisée sous les auspices du CSN (voir le rapport NEACRP-L-330 de mars 1991). Ils concernaient des cœurs de réacteurs de taille réduite et très hétérogènes. Un séminaire intitulé « Programmes informatiques tridimensionnels déterministes sur le transport des rayonnements : caractéristiques, applications et perspectives » s'est tenu à Paris en décembre 1996.

Au cours de ce séminaire, un benchmark tridimensionnel supplémentaire a été proposé sur le transport des rayonnements pour une géométrie simple avec des régions vides, pour clarifier les problèmes de précision relatifs aux différentes méthodes utilisées pour le calcul des flux. La proposition a été faite par le professeur Keisuke Kobayashi de l'Université de Kyoto, au Japon, pour étudier un problème d'absorbant pur avec des zones internes de vide, qui a été étendu pour inclure des hypothèses avec une diffusion de 50 %.

Huit contributions ont été apportées pour ces benchmarks. Six ont été obtenues par l'utilisation de méthodes d'ordonnées discrètes, et deux ont utilisé la méthode des harmoniques sphériques. En conclusion, la précision des méthodes d'ordonnées discrètes avec la première source de collision était meilleure pour ces problèmes de benchmarks. Ces problèmes de benchmark étaient destinés à poursuivre l'amélioration des programmes de transport tridimensionnels, basés sur la méthode des harmoniques sphériques ainsi que la méthode des ordonnées discrètes.

Les résultats de ces benchmarks ont été discutés lors d'une réunion à Madrid, en Espagne, le 1^{er} octobre 1999. Les résultats des analyses ont été résumés dans un rapport du CSN, et ont aussi été publiés dans un numéro spécial de *Progress in Nuclear Energy* en 2001.

Un nouveau benchmark, sur les calculs de transport déterministes 2-D et 3-D sur un assemblage de combustible MOX sans homogénéisation spatiale, a été lancé en 2001 par le CSN [voir NEA/NSC/DOC(2001)4]. Il porte sur la distribution de puissance aiguille par aiguille à l'intérieur des assemblages du cœur à l'aide de la théorie du transport, avec des sections efficaces dans sept structures par groupe d'énergie. La spécification finale a été diffusée le 28 mai 2001.

7.5 La méthode Monte Carlo

À la suite d'une discussion sur le potentiel de la méthode Monte Carlo (MC) pour les applications nucléaires et la physique des rayonnements, le CSN a soutenu et parrainé plusieurs conférences internationales, pour discuter de l'impact que cette méthode peut avoir pour une utilisation industrielle. Des avancées significatives ont été réalisées dans des applications pour lesquelles l'utilisation de la méthode MC est avantageuse, et a démontré son potentiel et les succès de son utilisation.

Au cours des dernières années, cinq conférences soutenues par l'AEN ont été organisées, dans lesquelles les méthodes MC de transport des particules occupaient une place importante dans le programme, ou constituaient le sujet de la conférence elle-même. Il s'agit de : M&C'99 à Madrid, Espagne ; ICRS9 à Tsukuba, Japon ; PHYSOR 2000 à Pittsburgh, États-Unis ; SNA 2000 à Tokyo, Japon ; et MC 2000 à Lisbonne, Portugal. L'AEN a également organisé l'Atelier sur les programmes informatiques Monte Carlo avancés sur le transport des rayonnements, qui s'est tenu à Saclay, en France, en avril 1993.

Chacune de ces conférences a révélé que la méthode Monte Carlo est de plus en plus couramment utilisée. Ceci s'explique par différentes raisons :

- Les architectures informatiques comprenant un traitement en parallèle et vectoriel ont évolué, et sont particulièrement bien adaptées à l'augmentation de la vitesse et à la réduction de l'incertitude statistique des codes MC pour la résolution des problèmes.
- Ceci permet de faire disparaître en grande partie les incertitudes découlant d'une simplification du modèle.
- De puissants systèmes de calcul de biais ont été élaborés, qui sont maintenant bien implantés et utilisés dans des codes informatiques très connus. Le développement de l'analyse statistique a été poursuivi, et la méthode est devenue plus conviviale au fur et à mesure de sa maturation.

Ces conférences récentes ont confirmé que la méthode MC est maintenant utilisée dans de nombreuses applications. Son utilisation est particulièrement importante dans les domaines de la physique des rayonnements, du diagnostic dans l'identification des matériaux, de la science des matériaux et des applications radiologiques et médicales. Elle est également couramment utilisée pour traiter la pénétration en profondeur des rayonnements dans la matière et la protection contre les rayonnements, notamment dans les applications sur les énergies des particules intermédiaires. La méthode MC est utilisée comme outil d'analyse standard dans le domaine de la sûreté-criticité. Elle est particulièrement adaptée aux calculs du paramètre intégral k_{eff} décrivant le niveau de criticité.

L'utilisation de la méthode MC dans le domaine de l'énergie nucléaire a connu une profonde évolution. Son extension au calcul du taux de combustion des cœurs de réacteur et aux simulations de la neutronique d'un cœur complet constituent des succès remarquables. Les aspects liés à la perturbation des matériaux ou de la géométrie commencent à enregistrer des succès après de longues périodes de développement. Les premiers résultats d'une analyse de sensibilité avec la méthode MC sont prometteurs, mais encore limités.

Toutefois, cette méthode n'est toujours pas applicable à différents aspects de la simulation d'une centrale nucléaire, et son utilisation demanderait encore des développements importants, par exemple dans le domaine de la cinétique. Les méthodes déterministes continueront de jouer un rôle complémentaire important. On peut s'attendre, pour de nombreuses années encore, à la coexistence des méthodes stochastiques et déterministes (notamment des méthodes couplées et hybrides).

Pour répondre à l'intérêt et aux besoins croissants de la communauté nucléaire, plusieurs sessions de formation ont été organisées chaque année. Pendant ces séances, les utilisateurs de codes ont appris à réaliser une modélisation efficace avec la méthode MC. Plus de 400 personnes, pour la plupart jeunes, ont participé à ces sessions au cours des dernières années.

En conclusion, la méthode Monte Carlo s'est avérée très performante, en particulier pour les problèmes de transport des rayonnements. Son utilisation continuera à progresser, particulièrement si le développement des méthodes se poursuit. Pour favoriser un tel développement, ce thème doit rester à l'ordre du jour des conférences internationales, et il est justifié de conserver une série de conférences MC spécifiques. Le CSN continue de soutenir de telles activités.

7.6 Surveillance et diagnostic des réacteurs nucléaires

Le CSN a organisé une série de colloques et de réunions de spécialistes dans le domaine de la surveillance et du diagnostic des réacteurs. Ces réunions portent sur la recherche et les applications

relatives aux méthodes de surveillance et de diagnostic, destinées à garantir la sûreté, la disponibilité et le bon fonctionnement des différents types de réacteurs nucléaires.

Les réunions SMORN sont des colloques internationaux traitant des études et applications d'analyse de bruit sur les réacteurs à des fins de surveillance, diagnostic et amélioration de la connaissance des processus physiques intervenant dans les réacteurs nucléaires. Les premières réunions SMORN se sont concentrées sur des solutions à des tâches immédiates, par ex. le calcul du bruit induit par des perturbations connues. La toute première réunion SMORN s'est même penchée sur les problèmes de « bruit réacteur zéro ». Dans les réunions ultérieures, l'accent a été mis sur l'élaboration de procédures d'inversion et de calculs de plus en plus réalistes de la fonction de transfert. Les dernières réunions ont fait apparaître les possibilités des techniques d'analyse du bruit, et leur application de manière courante aux réacteurs nucléaires, même sous forme de systèmes complets.

En tout, huit réunions SMORN ont eu lieu : Göteborg, Suède, mai 2002 ; Avignon, France, 1995 ; Gatlinburg, États-Unis, 1991 ; Munich, Allemagne, 1987 ; Dijon, France, 1984 ; Tokyo, Japon, 1981 ; Gatlinburg, États-Unis, 1977 ; et Casaccia, Italie, 1974.

L'atelier sur la surveillance du cœur des réacteurs nucléaires industriels : Améliorations dans les systèmes et les méthodes (CoMoCoRe'99), s'est tenu les 4 et 5 octobre 1999 à Stockholm, en Suède. L'objectif principal était d'analyser la façon dont l'instrumentation, les méthodes et les modèles utilisés pour la surveillance du cœur des réacteurs pouvaient être validés et, le cas échéant, améliorés et développés pour fournir des informations plus fiables ou plus détaillées sur la puissance locale dans le cœur et les autres paramètres influençant indirectement le facteur d'utilisation du combustible, par exemple le taux de décroissance du cœur dans un REB. Un autre objectif important consistait à montrer comment le système de surveillance du cœur peut être utilisé pour accompagner l'exploitation du réacteur en mode normal ou lors de transitoires prévus, et à fournir les données utilisées pour déduire les principaux paramètres du cœur pour l'analyse des transitoires et des accidents. L'atelier s'est penché sur les procédures d'autorisation pour tous les types de REP industriels, y compris les VVER.

Une série de réunions de spécialistes sur l'instrumentation interne du cœur et l'évaluation du cœur du réacteur a également eu lieu : à Mito, au Japon, en 1996 ; à Pittsburgh, aux États-Unis, en 1991 ; à Cadarache, en France, en 1988 ; et à Fredrikstad, en Norvège, en 1983.

7.7 Informatique avancée

Le groupe de travail sur l'informatique avancée a été mis en place en 1991 par le CSN, pour aborder quatre domaines relatifs au matériel informatique et aux logiciels dans l'industrie nucléaire. Ces domaines étaient les suivants : logiciels d'applications scientifiques ; normes et assurance qualité ; systèmes de contrôle de procédés ; et superordinateurs. Un groupe de réflexion a été mis en place pour chaque domaine.

Le Groupe de réflexion sur les superordinateurs a préparé un rapport présentant l'état des connaissances sur l'adaptation des codes informatiques des applications nucléaires aux architectures parallèles. Le rapport identifie des « problèmes particulièrement épineux » dans les applications nucléaires, basées sur les besoins actuels et à venir. Il comprend également une évaluation des ordinateurs haute performance, et donne par exemple des indications sur le type d'architecture informatique le mieux adapté à différentes applications, et le rapport coût/bénéfice du développement de nouveaux algorithmes, en tirant parti des caractéristiques spéciales des ordinateurs haute performance de nouvelle génération. Les domaines d'applications suivants ont été étudiés : transport des rayonnements Monte Carlo ; transport des rayonnements déterministe ; mécanique numérique et dynamique des fluides ; analyse de sûreté des réacteurs ; gestion des déchets.

Chapitre 8

ACTIVITÉS DU CSIN SUR LA RECHERCHE DANS LE DOMAINE DE LA SÛRETÉ

8.1 Contexte

La communauté nucléaire internationale est depuis quelque temps préoccupée par la capacité des pays à maintenir un niveau de recherche adéquat dans le domaine de la sûreté. En effet, au cours des dernières années, nombreux sont les pays dans lesquels les financements publics et de l'industrie destinés à la recherche, ont fortement baissé. Les gouvernements considèrent souvent le nucléaire comme une technologie mature, et par conséquent qu'une plus grande latitude devrait être laissée à l'industrie pour le financement de la recherche nécessaire. À son tour, l'industrie – en l'absence d'un réel engagement à construire de nouvelles usines, et compte tenu de la certitude que la recherche nécessaire pour exploiter les usines existantes et empêcher et gérer les accidents éventuels est largement exhaustive – a souvent réduit son implication dans le financement de la recherche sur la sûreté. De plus, le marché de l'électricité tend à focaliser son attention sur la rentabilité à court terme, parfois aux dépens de la recherche à long terme.

Or, une réduction excessive de la recherche sur la sûreté induit la perte de connaissances continue dans ce domaine, se traduisant par la perte d'expertise et d'installations de recherche, et la baisse de l'intérêt universitaire dans la recherche sur la sûreté. Cela peut donc affecter la sûreté de l'exploitation des centrales nucléaires existantes sur le moyen et long terme, de même que la capacité des entités de réglementation à satisfaire leurs obligations de manière compétente et indépendante, et en dernier lieu la capacité à concevoir et construire de nouvelles usines. Dans cette même optique, se pose le problème d'attirer et de retenir une jeune génération de scientifiques dans la recherche nucléaire.

En règle générale, il est reconnu que la réduction de la recherche sur la sûreté nucléaire, peut être allée trop loin. Or, des mesures peuvent être prises afin de remédier à la situation. Plusieurs pays réalisent en effet des études pour évaluer la capacité de recherche nécessaire, et prennent des dispositions afin de garantir la disponibilité de capacité essentielle. Bien que des solutions à ce problème doivent être prises principalement au niveau national, une coopération accrue entre l'industrie et les régulateurs, conjuguée à l'amélioration de coopération et coordination internationales, peut apporter une contribution extrêmement importante. Par l'intermédiaire du Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) et du Comité sur les activités nucléaires réglementaires (CANR), l'AEN est active depuis le début des années 1990 pour explorer des sujets spécifiques et promouvoir la coopération internationale afin de traiter le problème du maintien de capacités de recherche adéquates.

Le présent chapitre propose une synthèse des mesures prises par l'AEN afin d'aider ses pays membres à traiter le problème du maintien de programmes de recherche adéquats sur la sûreté et garantir une réglementation et exploitation efficaces des centrales nucléaires. En particulier, il résume les conclusions d'un atelier d'une importance majeure qui s'est déroulé en juin 2001, auquel ont participé des experts régulateurs, des responsables de l'industrie et des directeurs de recherches qui ont évoqué, en termes généraux, les besoins permettant de garantir une capacité de recherche adéquate.

8.2 Activités du CSIN

Au sein de l'AEN, le CSIN et le CANR jouent un rôle majeur pour fournir aux pays membres un conseil documenté sur les affaires liées à la sûreté et à la réglementation des installations nucléaires. Le CSIN axe son action sur les aspects de technologie et de recherche sur la sûreté nucléaire, tandis que le CNRA se concentre sur les aspects réglementaires et politiques. Le maintien de capacités de recherche essentielles et d'installations est un sujet d'inquiétude du CSIN depuis le début des années 1990. Un programme de travail a été lancé dans le but essentiel de collationner des informations, de les analyser et de développer une stratégie pour la gestion efficace de la recherche essentielle dans le domaine de la sûreté nucléaire.

En 1992, un Groupe d'experts seniors en recherche sur la sûreté (SESAR) a été créé. Ce groupe a rassemblé des directeurs de recherche seniors des principaux programmes de recherche des pays membres de l'AEN. La première mission de ce groupe a été d'analyser le statut de la recherche en cours et de tirer des conclusions sur les futures exigences et priorités [1]. Le groupe a ensuite identifié des domaines de consensus, des domaines dans lesquelles des actions supplémentaires et le besoin d'une collaboration accrue [2] étaient nécessaires.

Un des résultats importants de ces études a été de soulever une inquiétude sur la perte d'installations et de compétences de recherche essentielles, susceptible de nuire à la capacité de réguler de manière adéquate et de maintenir l'exploitation sûre des installations nucléaires [3]. Cette préoccupation a poussé le CSIN à demander à ce que le groupe se concentre plus spécifiquement sur les capacités et installations de recherche susceptibles d'être exposées au risque, et d'avancer des propositions pouvant aider à sécuriser une infrastructure de recherche idoine [4].

Dans son travail, le groupe a commencé à résumer les principaux moteurs de recherche pour le moyen et long terme. Ils ont été identifiés comme suit :*

- Gestion de la durée de vie de la centrale, y compris vieillissement des composants, systèmes et structures (matériel), vieillissement des outils analytiques et documentation (« paperware »), application des normes modernes aux centrales plus anciennes, extension de la durée de vie et mise en conformité.
- Optimisation des marges d'exploitation, y compris augmentation de la puissance, taux de combustion plus élevé du combustible, utilisation plus étendue de l'analyse probabiliste de la sûreté (APS), etc.
- Accidents graves, et notamment la nécessité de développer plus avant les procédures pratiques de gestion des accidents et nouvelles conceptions pour les futures centrales.

Par la suite, la discussion au sein du groupe s'est axée sur la définition de domaines dans lesquels les installations et programmes de recherche étaient essentiels, et dans lesquels une action coordonnée au niveau international était nécessaire. Essentiellement, le travail du groupe a consisté à corréliser les domaines techniques nécessitant le recours à des installations de recherche afin de fournir les données pertinentes et susceptibles d'être perdues à court-moyen terme.

* Depuis la rédaction de ce rapport, l'intérêt dans les nouveaux concepts de réacteurs s'est accru. Les autorités réglementaires doivent avoir les compétences et installations expérimentales adéquates pour évaluer les performances de sûreté de ces concepts.

Les domaines techniques considérés relevaient tous du domaine de la sûreté nucléaire, à savoir:

- Thermo-hydraulique.
- Physique du combustible et réacteur.
- Accidents graves.
- Facteurs humains.
- Contrôle et surveillance de la centrale.
- Intégrité des structures et de la centrale.
- Analyse sismique.
- Évaluation du risque.
- Évaluation du risque d'incendie.

Un ensemble de critères a été développé afin de juger de l'adéquation d'une installation spécifique. Les deux critères majeurs étaient d'abord de savoir si l'installation pouvait fournir les connaissances pour résoudre un problème de sûreté qui était considéré manifeste sur la base des précédents travaux du groupe, et ensuite si la capacité ou installation correspondante était menacée. Les autres critères utilisés étaient :

- *Spécificité pour l'industrie nucléaire.* Les ressources devaient être concentrées sur les capacités et installations dans lesquelles n'existait aucun autre intérêt de recherche ou industriel de premier plan. Parmi les exemples de domaines spécifiques à l'industrie nucléaire se trouvent les expériences d'étalement de corium suite à la fusion du cœur, des boucles d'essai thermo-hydraulique spécifiques, des réacteurs d'essai et installations critiques, et des cellules chaudes. Les exemples de non-spécificité sont l'instrumentation, le transfert de chaleur, la modélisation de base en dynamique des fluides (DFC) et quelques aspects du facteur humain.
- *Applicabilité à un vaste ensemble de conditions.* Les capacités et installations doivent être flexibles et capables de prendre en compte les différents besoins des utilisateurs. Les critères d'échelle sont également importants, si les demandes techniques du domaine l'exigent.
- *Responsabilité.* La propriété de l'installation (que ce soit le gouvernement ou l'industrie) doit être clairement établie, et idéalement le propriétaire doit s'engager clairement à soutenir tout futur programme international dans son installation. Néanmoins, pour des installations et programmes importants et spécifiques, le groupe a émis la possibilité d'une action internationale même si le pays d'accueil n'était pas initialement favorable.
- *Crédibilité.* Les dispositions de gestion doivent être acceptables et se conformer aux normes actuelles, y compris à des contrôles adaptés en termes financiers, de qualité et technique.
- *Taille.* Afin de limiter le nombre de projets à l'étude, un budget minimal initial des projets, évalué à plus d'1 million de \$, a été utilisé.

À l'aide de ces critères, le groupe a examiné un très grand nombre d'installations et identifié un certain nombre d'actions à long terme nécessaires pour répondre aux besoins d'un programme approprié. Bien évidemment, ces besoins variaient d'un pays à l'autre, en fonction de la technologie nucléaire utilisée et des arrangements nationaux sur place pour le financement et la réalisation d'études de recherche. Néanmoins, un certain nombre de besoins collectifs ont pu être identifiés pour les pays membres de l'AEN.

Ce travail a conclu par un grand nombre de recommandations, certaines de nature stratégique, et d'autres traitant de programmes et installations spécifiques. Certaines des recommandations clés étaient les suivantes :

- *Thermo-hydraulique*. Conserver une installation majeure par type de réacteur en raison du besoin d'effectuer des essais de confirmation, de soutenir le développement de code et d'offrir des opportunités pédagogiques.
- *Accidents graves*. Répondre à la nécessité d'un centre d'excellence dans l'interaction entre le combustible et le caloporteur et le comportement des produits de fission.
- *Combustible et physique des réacteurs et intégrité des structures*. Conserver le statut des cellules chaudes et des réacteurs de recherche.
- *Facteurs humains et contrôle et surveillance de la centrale*. Conserver le projet Halden comme centre d'excellence.
- *Sismique*. Surveiller la disponibilité des grandes tables à vibrations.
- *Sûreté incendie*. Créer une base de données internationales ; et envisager d'éventuelles recherches supplémentaires.

Le travail du SESAR fait l'objet d'un suivi de plusieurs manières. Le CSIN a créé un groupe de révision du programme, qui a, entre autres tâches, la surveillance des développements dans l'infrastructure de recherche des pays membres de l'AEN et la mise à jour régulière de la liste des installations et programmes exposés à un risque (donnée dans la référence [3]). L'expertise des spécialistes travaillant au CSIN est utilisée à cette fin. D'autre part, l'AEN a considérablement étendu la création de projets de recherche à financement international basés sur les conclusions de l'étude du SESAR et des discussions détaillées au niveau technique. Le tableau 8.1 présente le statut actuel des projets de recherche sous l'égide de l'AEN.

Un certain nombre d'autres recommandations font l'objet d'un suivi au niveau des groupes de travail du CSIN. Ainsi, dans le domaine de l'interaction combustible-caloporteur, un programme de recherche coordonné (SERENA) est mené par un certain nombre de pays sous l'autorité du CSIN.

Tableau 8.1. Statut des projets de recherche sponsorisés par l'AEN

Nom	Période	Domaine technique	Statut
HALDEN	2000-2002	Combustible/ facteurs humains	En cours
RASPLAV	1997-2000	Accidents graves	Achevé
MASCA	2000-2002	Accidents graves	En cours
CABRI-WLP	1999-2007	Combustible	En cours

Tableau 8.1. Statut des projets de recherche sponsorisés par l'AEN (cont.)

Nom	Période	Domaine technique	Statut
SANDIA-LHF	1998-2001	Accidents graves	En cours
SETH	2001-2005	Thermo-hydraulique	En cours
MCCI	2002-2005	Accidents graves	En cours
ICDE	2000-2002	Données d'exploitation	En cours
PLASMA	1999-2000	Facteurs humains	Achevé
OPDE	2002-2005	Fiabilité de la tuyauterie	En cours
FIRE	2002-2005	Sûreté incendie	En cours
PSB-VVER	2003-2006	Thermo-hydraulique	En cours

8.3 Atelier sur la recherche dans le contexte réglementaire

Pour compléter le travail du CSIN sur la recherche dans la sûreté, il a semblé essentiel de réunir un atelier d'expertise avec les objectifs suivants :

- Échanger des points de vue entre les trois principaux groupes impliqués (à savoir les régulateurs, les chercheurs et cadres de l'industrie), sur les besoins et la vision pour la recherche dans le contexte réglementaire.
- Identifier les points communs et différences, et définir au niveau international les activités supplémentaires pouvant s'avérer nécessaires.

L'atelier s'est déroulé en juin 2001 et a vu la participation d'environ 100 experts seniors. Il a été structuré en trois sessions. La première traitait de la vision et des besoins des régulateurs, la deuxième de la vision et des besoins des chercheurs et de l'industrie. La troisième session a permis d'identifier des moyens de faire progresser le débat.

Avant l'atelier, une enquête a été réalisée dans les pays membres de l'AEN afin de rassembler des informations sur les besoins en recherche, sur l'opportunité des programmes en cours, sur les tendances dans les programmes et enfin sur les niveaux de financement et mesures prises pour surmonter certains des problèmes. Certains des principaux aspects de la recherche liée au facteur réglementaire soulignés par les conclusions étaient les suivants :

- Un programme de recherche, en soutien de l'exploitation sûre des centrales nucléaires, a été estimé nécessaire dans la quasi-totalité des pays membres de l'AEN.
- Bien qu'à des degrés extrêmement divers, tous les pays ont participé à des projets de recherche internationaux. En règle générale, les pays de petite et moyenne taille ont consacré entre 20 % et 30 % de leurs budgets à des projets internationaux, alors que les grands pays nucléaires y consacraient environ 10 %.
- Aucune tendance claire ne pouvait être dégagée concernant les financements passés, actuels et futurs de la recherche sur la sûreté, bien qu'il semblait y avoir une tendance en faveur du maintien ou de l'augmentation des financements au cours des cinq prochaines années.

- Les sources de financement dans les pays membres de l'AEN tendaient à illustrer dans quelle mesure le gouvernement ou l'industrie du nucléaire était considéré comme ayant la principale responsabilité de la résolution des problèmes de sûreté nucléaire. Ainsi, au Japon, en Allemagne et en Espagne, une très large proportion des financements provenait des gouvernements tandis qu'aux États-Unis, en Suède et au Royaume-Uni, la plus large part provenait de l'industrie.
- En substance, tous les pays partageaient des inquiétudes sur la nécessité de conserver des installations de recherche. Un certain nombre de pays avaient engagé une révision stratégique de leurs capacités et de leurs besoins.

Au cours de la première session de l'atelier, les responsables des organisations réglementaires ont répondu à des questions telles que pourquoi la recherche devait être soutenue, quels types de recherche devraient être financés et quel est le rôle des organisations internationales dans la définition et le financement de la recherche. Une des conclusions communes était qu'un solide programme de recherche était une caractéristique essentielle d'un système réglementaire fiable. La réalisation de travaux de recherche par le régulateur était nécessaire afin de fournir un jugement indépendant, déterminer les domaines dans lesquels des améliorations pourraient être nécessaires, anticiper les problèmes potentiels et, en règle générale, améliorer l'efficacité du système réglementaire et garantir que les exigences réglementaires étaient à la fois pratiques et appropriées.

Il a par ailleurs été reconnu que l'un des principaux défis pour les régulateurs était de conserver le bon équilibre entre la recherche de confirmation, telle que celle menée afin de valider les méthodologies, et la recherche prospective, telle que celle effectuée pour anticiper les problèmes potentiels et améliorer les connaissances. Dans le contexte de réductions budgétaires, il a toujours été plus simple de justifier la recherche de confirmation aux dépens de la recherche prospective.

La coopération internationale a été jugée essentielle, pour plusieurs raisons. Une de ces raisons était simplement être capable de lever des budgets et éviter la duplication des programmes. D'autres raisons incluaient l'« amplification de la puissance de feu intellectuelle » résultant d'une interaction entre chercheurs, la possibilité accrue d'impliquer des pays ayant des ressources limitées, et la contribution à l'harmonisation des exigences de sûreté résultant de l'adoption de positions techniques communes. Une coopération de ce type pourrait également aider à stimuler et à motiver les jeunes scientifiques à travailler dans le domaine du nucléaire.

Au cours de la deuxième session, les problèmes abordés incluaient les diverses manières d'améliorer la coopération entre l'industrie et les régulateurs de la recherche, tout en conservant l'indépendance des décisions réglementaires et en préservant la liberté de choix des sujets de recherche.

Les représentants de l'industrie ont souligné que celle-ci devait être autorisée à choisir la méthode de démonstration de la sûreté des installations nucléaires. Les études, calculs, modifications de conception, etc. étaient, dans de nombreux cas, une alternative acceptable à des recherches supplémentaires. Ils soulignaient également la nécessité d'établir des critères figés réalisables pour la sûreté et d'améliorer l'alignement entre recherche industrielle et réglementaire, particulièrement en ce qui concerne les analyses « best estimate » et la détermination de marges.

Les conclusions de base de l'atelier étaient reprises dans une déclaration collective du CANR et du CSIN. Le document met en exergue les domaines de convergence et de divergence entre les trois parties impliquées dans la recherche sur la sûreté. Il souligne également le consensus obtenu et propose un certain nombre de recommandations.

En réponse à ces recommandations, le CSIN a réalisé une étude afin d'identifier et de réviser les problèmes faisant obstacle à une coopération plus étroite sur la recherche entre les régulateurs et l'industrie et de proposer des moyens possibles de résoudre ces problèmes. Ainsi, l'étude a examiné des problèmes tels que les ressources et sources de financement, la disponibilité et l'utilisation des résultats, la prise de décision indépendante, et la recherche sur des événements à très faible probabilité. Un rapport intitulé *Regulator and Industry Co-operation on Safety Research: Challenges and Opportunities* résume les résultats de cette étude.

D'autre part, les groupes actuels du CSIN continueront de discuter de possibles types de critères pouvant être utilisés par des pays individuellement pour mettre un terme à des activités et sujets de recherche spécifiques.

8.4 Problèmes de sûreté des réacteurs nucléaires avancés et besoins en recherche

Un atelier sur les problèmes de sûreté des réacteurs nucléaires avancés et besoins en recherche s'est déroulé du 18 au 20 février 2002, et a vu la participation d'environ 80 spécialistes venus de 18 pays. Les objectifs de cet atelier étaient de faciliter une identification précoce des besoins en recherche, de promouvoir la préservation des connaissances, et d'apporter une contribution à la *Generation IV International Forum Technology Roadmap*. Vingt-six documents ont été présentés, et les débats ont été publiés par l'AEN [5].

La discussion et les conclusions de l'atelier sont résumées ci-dessous. Le programme a été structuré en quatre sessions principales :

- La session 1 s'est axée sur les principes et exigences de base de la sûreté, et la mise en œuvre de la défense en profondeur. Elle a également fourni une introduction aux principales conceptions nouvelles et à leurs cas de sûreté.
- La session 2 était consacrée à l'identification des problèmes majeurs pour la sûreté nucléaire et à leur évaluation.
- La session 3 discutait de la manière de traiter ces problèmes de sûreté et a identifié les questions et préoccupations en soulignant celles qui pouvaient être résolues par le biais de la recherche et de l'identification des besoins en recherche.
- La session 4 avançait des conclusions et recommandations relatives aux problèmes de sûreté et besoins en recherche.

L'atelier a noté que la défense en profondeur, c'est-à-dire le principe de base de la sûreté nucléaire, a continué d'être employée dans les conceptions de réacteur avancé. Néanmoins, il a également été reconnu que les réacteurs avancés posaient plusieurs questions et problèmes pour la mise en œuvre de ce principe. Dans de précédentes conceptions, la défense en profondeur était essentiellement obtenue par une mise en œuvre déterministe de dispositions et de multiples barrières physiques contre le relâchement des produits de fission et par des mesures destinées à prévenir les accidents et atténuer leurs conséquences. Les divers concepts de réacteurs avancés ont placé différents niveaux d'attention sur la prévention et l'atténuation des impacts. L'approche de sûreté des futurs réacteurs devrait résulter d'une interprétation plus avancée de la défense en profondeur, totalement intégrée avec les analyses probabilistes de sûreté (APS). Comment obtenir la meilleure intégration des concepts déterministes et probabilistes demeurerait toujours une question en suspens.

Les concepts de réacteur avancé évoqués au cours de l'atelier étaient essentiellement limités aux REL [réacteur avancé à eau légère, (RAEL)] avancés, aux réacteurs haute température refroidis au gaz (RHTRG) et aux réacteurs à caloporteur métal liquide (RCML). Les concepts évoqués pouvaient être divisés schématiquement en deux catégories : les conceptions matures, qui étaient plus ou moins prêtes pour le marché, telles que les SWR-1000 (réacteur à eau bouillante) de FRAMATOME ANP ou AP-600 de Westinghouse ; et les conceptions préliminaires, telles qu'IRIS (un RAEL) et la majeure partie des conceptions de RCML et RHTRG. Par rapport aux générations de centrales actuelles, une caractéristique commune à tous les types de réacteurs avancés était qu'ils promettaient une amélioration de la sûreté. Par conséquent, l'importance de leur sûreté ainsi que les dispositions à prendre contre les risques constituaient des questions communes à toutes les conceptions.

Les concepts de RAEL matures se caractérisaient par une simplicité et une rationalité accrues dans la conception du système de sûreté, un nombre significatif de caractéristiques (système) passives, et la prise en compte explicite d'accidents graves dans le cadre de la base de la conception. En ce qui concerne les accidents graves, le traitement technique et réglementaire différait entre l'Europe et les États-Unis. Il a été noté que les fournisseurs et régulateurs européens exigeaient spécifiquement la qualification de la sûreté de fonctionnement des capacités d'accident grave (bien que les caractéristiques de conception étaient également sélectionnées sur la base des APS afin d'éliminer efficacement les séquences d'accident grave qui seraient autrement trop complexes à gérer). Aux États-Unis, cependant, les APS étaient plus souvent utilisées pour identifier les vulnérabilités d'accident grave ainsi que les mesures appropriées afin de réduire le risque de ces accidents.

Comme pour les RCML, il était noté qu'il existait une base d'expérience considérable à partir de réacteurs refroidis au sodium et qu'une certaine convergence semblait manifeste dans le traitement de certains problèmes majeurs tels que les accidents de dégradation du cœur et problèmes liés au sodium. En ce qui concernait les réacteurs refroidis au plomb/bismuth, des questions importantes liées entre autres, aux problèmes de matériaux et de thermo-hydraulique (intégrité, corrosion, charge thermique et transfert de chaleur, effets d'irradiation, etc.) demeurent. Cependant, il a également été noté qu'une expérience d'exploitation considérable (environ 80 années/réacteurs) avait été acquise avec les sous-marins russes qui utilisaient le même type de réfrigérant. Plusieurs institutions de recherche dans les pays membres de l'AEN construisaient des installations de recherche afin d'intensifier les recherches expérimentales et analytiques sur le métal liquide lourd (MLL).

Une réelle expérience existait également dans l'exploitation des RHTRG, et les principaux problèmes pour les futures conceptions étaient clairs. Les cas de sûreté des RHTRG tels que présentés jusqu'à présent, dépendaient essentiellement du combustible, en tant que principale barrière au produit de fission, et par conséquent les problèmes liés au combustible étaient devenus prépondérants. Ceux-ci incluaient la qualification (concept) du combustible à un degré de confiance très élevé, les problèmes de fabrication, la manipulation du combustible pendant l'exploitation, et la compréhension améliorée des mécanismes et modes de rupture de l'intégrité du combustible. Les conceptions de RHTRG incluaient des caractéristiques prometteuses concernant non seulement la criticité mais également l'évacuation de la puissance résiduelle, mais en dernier ressort, leur succès dépendrait de la qualité du combustible. De même, certains problèmes bien connus de sûreté système, tels que la pénétration d'air et d'eau dans le réacteur et l'intégrité de la cuve du réacteur par rapport au choc thermique, restaient à aborder de manière à convaincre toute la communauté de la sûreté des réacteurs.

La majeure partie de la recherche fondamentale sur les caractéristiques de conception de RHTRG actuellement proposées semble remonter à 20-30 ans, et un effort expérimental significatif n'a pas semblé être fait soit pour confirmer les résultats précédents soit pour combler les insuffisances. Les partisans des RHTRG arguaient que les centrales n'auraient plus besoin de confinement étanche – au sens conventionnel du terme – contre les risques internes, en raison d'une forte amélioration de la

sûreté. Néanmoins, l'attention récente portée aux risques extérieurs, et le fait que la relative importance des risques extérieurs augmenterait avec une sûreté accrue contre les risques internes, pourrait susciter le besoin d'un confinement ou autre protection contre les risques externes.

Il a été conclu que l'identification des besoins de recherche spécifiques pour tout type de réacteur pourrait uniquement faire suite à la création d'un cas de sûreté global cohérent. Un tel cas de sûreté aiderait à identifier où résident les besoins en recherche restants, et quels niveaux de réduction de l'incertitude ou de confiance étaient nécessaires. Idéalement, le cas de sûreté devrait permettre la gestion de toutes les exigences liées à la confiance de chaque question de sûreté spécifique et facteur de sûreté. Ce n'est qu'alors que les problèmes de recherche seraient correctement formulés c'est-à-dire définis de sorte que le problème ait une solution identifiable, suffisamment précise, et pouvant être obtenue à un coût raisonnable. La recherche soutenant le développement de systèmes passifs pour les concepts de RAEL matures semblait satisfaire cet objectif (ou au moins s'en rapprocher).

RÉFÉRENCES

- [1] *Nuclear Safety Research in OECD Countries*, OECD/NEA, Paris, France (1994).
- [2] *Nuclear Safety Research in OECD Countries: Areas of Agreement, Areas for Further Action, Increasing Need for Collaboration*, OECD/NEA, Paris, France (1996).
- [3] *Nuclear Safety Research in OECD Countries, Capabilities and Facilities*, OECD/NEA, Paris, France (2001).
- [4] *Nuclear Safety Research in OECD Countries, Major Facilities and Programmes at Risk*, OECD/NEA, Paris, France (2001).
- [5] *Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs*, OECD/NEA, Paris, France (2002).

Chapitre 9

ACTIVITÉS DU NDC LIÉES AUX BESOINS EN R&D

Le rôle du Comité chargé des études techniques et économiques sur l'énergie nucléaire et le cycle du combustible de l'AEN, connu sous le nom du NDC est de fournir aux gouvernements des informations documentées et fiables relatives aux technologies, à l'économie, aux stratégies et ressources du nucléaire, afin d'être utilisées dans les analyses politiques et la prise de décision. Cela comprend des informations sur le rôle futur de l'énergie nucléaire dans le contexte des politiques énergétiques contribuant au développement durable.

Parallèlement à un vaste éventail d'études sur l'économie et la technologie de l'énergie nucléaire, le programme de travail comprend également des séminaires organisés pour l'échange et la centralisation des informations. Les études sur la séparation et la transmutation (S&T) ont débuté en 1988. Il s'agit essentiellement d'études de faisabilité ou de rapports sur l'état actuel des connaissances. La majeure partie des études de S&T a été réalisée en étroite coopération avec le Comité des sciences nucléaires (CSN). Le NDC a également mené, en coopération avec l'Agence internationale de l'énergie (AIE) et l'AIEA, quelques études sur les nouveaux concepts de réacteur. À l'avenir, l'importance de ces nouveaux concepts de réacteur dans le programme de travail du NDC pourrait augmenter, et de nouvelles méthodes de travail, telles que la coordination des projets de R&D pourraient être lancées.

La plus récente étude sur la S&T, intitulée *Accelerator-driven Systems and Fast Reactors in Advanced Nuclear Fuel Cycles: A Comparative Study* (publiée en 2002), analysait le potentiel de ces deux technologies dans le cadre d'une série d'études sur les options des cycles de combustible. Certaines recommandations de nature générale sur les futures priorités du développement nucléaire ont été présentées dans le rapport. Néanmoins, aucune recommandation particulière en termes de besoins en R&D n'était incluse. Depuis 1989, le NDC organise en coopération avec le CSN, une série de Réunions Internationales d'Echange d'Informations dont l'objectif est d'améliorer la valeur de la recherche en S&T de base, en facilitant l'échange d'informations et les discussions sur les programmes, la procédure expérimentale et les résultats. La dernière réunion de ce type s'est déroulée en octobre 2002.

La célèbre « Étude des trois agences » (entreprise conjointement par l'AIE, l'AIEA et l'AEN) intitulée *Innovative Nuclear Reactor Development: Opportunities for International Co-operation* (publiée en 2002), suggérait les sujets de recherche et de développement en collaboration suivants :

- Circulation naturelle.
- Matériaux à haute température.
- Dispositifs (de sûreté) passifs.
- Méthodes d'inspection et de maintenance en service.
- Surveillance et technologies de contrôle avancés.

- Méthodes de livraison et de construction.
- Technologies et approches de sauvegardes.

D'autre part, les sujets suivants ont été suggérés pour une coopération plus limitée entre quelques groupes de conception :

- Caloporteurs avancés.
- Conception de combustible avancé, traitement et fabrication.
- Systèmes sous-critiques.
- Développement de composant.

Le NDC a réalisé des études sur l'infrastructure pour l'enseignement, la formation et la R&D. Une étude intitulée « International Collaboration to Achieve Nuclear Support Excellence » a été lancée au début de l'année 2002. L'objectif de cette étude est d'enquêter sur les capacités de R&D, afin d'identifier les initiatives d'enseignement et de formation récentes ainsi que les meilleures pratiques en termes de collaboration internationale. L'étude des capacités de R&D est réalisée en coopération avec le CSN.

Le programme de travail du NDC pour 2003-2004 contient un projet intitulé « Impact of Advanced Nuclear Fuel Cycle Options on Waste Management Policies ». L'objet de cette étude est d'évaluer les quantités et types de déchets générés dans diverses options du cycle du combustible et d'identifier les impacts de ceux-ci sur la gestion et le stockage des déchets. Au cours du projet, certains besoins accrus en R&D pourront être identifiés. Dans la mesure où les experts du cycle du combustible, de la S&T et du stockage des déchets devraient participer au projet, il sera réalisé en collaboration avec le CSN et le Comité de la gestion des déchets radioactifs (RWMC) de l'AEN, en partenariat avec l'AIEA et l'Union européenne.

BESOINS EN R&D POUR LES NOUVEAUX SYSTÈMES NUCLÉAIRES

Chapitre 10

VUE D'ENSEMBLE DES ÉTUDES DU CEA SUR LES FUTURS SYSTÈMES D'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

Les études sur les futurs systèmes d'énergie nucléaire réalisées en France par le Commissariat à l'énergie atomique (CEA) ont pour but de rechercher et développer des techniques prometteuses pour les futurs réacteurs, combustibles et cycles de combustible, afin de permettre à l'énergie nucléaire de jouer un rôle dans les politiques d'énergie durable. Les réacteurs et cycles de combustible sont considérés comme faisant partie intégrale d'un système nucléaire qui devrait être optimisé dans son ensemble. Les objectifs majeurs assignés aux futurs systèmes d'énergie nucléaire sont les suivants :

- Compétitivité économique renforcée vis-à-vis des autres moyens de production d'électricité, avec un accent tout particulier sur la réduction des coûts d'investissement.
- Fiabilité et sûreté améliorées, par le biais d'une meilleure gestion du fonctionnement du réacteur en régime normal et dans des conditions anormales.
- Minimisation de la production de déchets radioactifs à vie longue.
- Optimisation de l'utilisation des ressources, grâce à une utilisation efficace et flexible des ressources disponibles en matériaux fissiles et fertiles.
- Résistance accrue aux risques de prolifération.

Ces trois derniers objectifs sont fondamentaux pour la durabilité de l'énergie nucléaire à long terme. D'autres considérations, telles que le potentiel pour des applications autres que la production d'électricité (notamment, la co-génération, la production d'hydrogène, le dessalement de l'eau de mer, etc.) revêtent également une importance accrue.

Les objectifs de durabilité imposent le recours aux spectres de neutrons rapides (afin de transmuter les déchets nucléaires et générer du combustible à partir de matériau fertile) ainsi que le recyclage des actinides présents dans le combustible irradié (plutonium et actinides mineurs). De nouvelles applications et la nécessité d'une compétitivité économique accrue requièrent des technologies de haute température (environ 850°C) qui favorise des rendements de conversion élevés et par conséquent une production moins importante de déchets radioactifs et de chaleur dégagée.

Ces considérations soulignent un besoin de progrès technologiques au-delà des réacteurs à eau légère. Par conséquent, suite à une sélection des technologies candidates, le CEA a opté (comme système prometteur pour un développement d'énergie durable) pour un concept innovant de réacteur à haute température refroidi au gaz (HTR) avec un spectre de neutrons rapides, un combustible réfractaire robuste, une conversion directe avec une turbine à gaz et un cycle de combustible intégré sur site. Ce concept tire partiellement parti de l'expérience du CEA sur les réacteurs refroidis au gaz (graphite-gaz et HTR), et des efforts en cours pour remettre en vigueur et actualiser les technologies HTR, dans le but de soutenir le développement, par FRAMATOME ANP et ses partenaires internationaux, de réacteurs modulaires refroidis à l'hélium d'environ 300 MWe.

Dans ce contexte, le CEA a décidé de concentrer son travail de R&D sur le développement d'un ensemble cohérent de systèmes nucléaires refroidis au gaz. Ces systèmes iront de projets à moyen terme de réacteur pour la production d'électricité et autres applications (envisagés comme modèles d'exportation, permettant la cogénération, la production d'hydrogène à très hautes températures, la combustion de plutonium etc.) à une vision à plus long terme des systèmes nucléaires durables utilisant les neutrons rapides avec un cycle de combustible fermé et intégré. Cet ensemble de systèmes nucléaires refroidis au gaz couvrira une grande diversité d'applications des hautes températures, ainsi qu'un vaste éventail de cycles de combustible, comprenant les cycles de combustibles en synergie avec les réacteurs à eau légère (brûlant du plutonium et éventuellement les actinides mineurs du combustible usé des REP).

Un programme de R&D spécifique est mis en œuvre pour soutenir le développement de cet ensemble cohérent de systèmes refroidis au gaz. Les temps forts de ce programme sont la re-fabrication de particules de combustible et la possible adaptation aux neutrons rapides, aux matériaux à haute température, à la technologie de systèmes à haute température, au traitement de combustible irradié compact et enfin au processus de re-fabrication. Ce travail prévoit la construction de grandes installations expérimentales au cours de la prochaine décennie, telles qu'une boucle d'essai intégrale d'ici à 2008 et un réacteur d'essai technologique d'ici à 2012. Un effort significatif est également investi dans la validation des outils et schémas de calcul informatiques pour les études de faisabilité et de performance. De solides connexions avec des travaux de recherche fondamentale dans la physique nucléaire, la science des matériaux et la chimie nucléaire seront essentielles pour améliorer les capacités de modélisation et atteindre des progrès significatifs pour le développement de matériaux résistants aux dommages dus aux hautes températures et aux fortes irradiations.

Le potentiel des réacteurs modulaires à haute température pour la production massive d'hydrogène – comme futur vecteur d'énergie propre – sans émission de gaz à effet de serre, semble suffisamment prometteur pour que le CEA se joigne à l'effort international afin d'évaluer la faisabilité et les performances des procédés de décomposition thermochimique de l'eau. Un autre potentiel de ces réacteurs, consistant également à co-produire de l'électricité et à procéder au dessalement de l'eau de mer par osmose inverse (à environ 40°C) ou des procédés de distillation à effets multiples (à environ 120°C), est également évalué afin de satisfaire les besoins du marché international.

Les futurs systèmes d'énergie nucléaire font l'objet d'échanges internationaux actifs, comprenant des collaborations bilatérales avec les États-Unis, le Japon et la Russie, ainsi que la participation aux réseaux de technologie européens et les contributions aux projets de R&D intégrés du Programme cadre de la Commission européenne. Le CEA et ses partenaires industriels promeuvent leur vision ambitieuse de futurs systèmes d'énergie nucléaire au sein du Génération IV International Forum (GIF) qui a été créé par le Ministère de l'Énergie américain afin de sélectionner les technologies des futurs développements internationaux.

Chapitre 11

FEUILLE DE ROUTE DE LA TECHNOLOGIE DES SYSTÈMES D'ÉNERGIE NUCLÉAIRE DE GÉNÉRATION IV

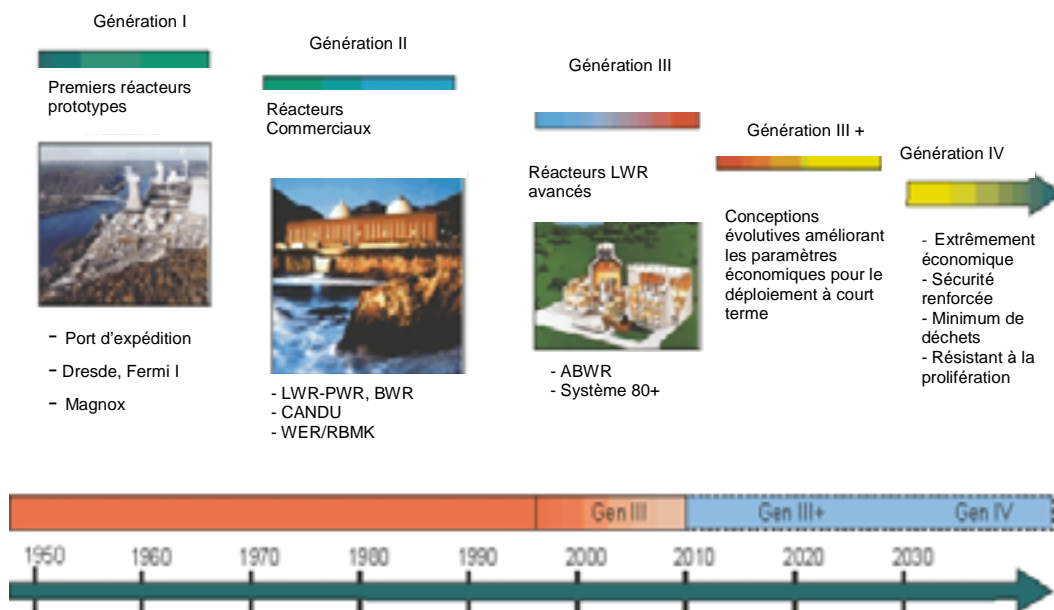
Nombreuses sont les nations du monde, qu'elles soient industrialisées ou en développement, qui estiment qu'une utilisation accrue de l'énergie nucléaire sera nécessaire afin de satisfaire leurs futurs besoins, qu'ils soient de nature énergétique ou environnementale. Pour permettre à l'énergie nucléaire de satisfaire ce rôle majeur au niveau international, dix pays – l'Argentine, le Brésil, le Canada, la France, le Japon, la République de Corée, l'Afrique du Sud, le Royaume-Uni et les États-Unis – coopèrent afin de faire progresser une nouvelle génération de systèmes d'énergie nucléaire. Ces systèmes, connus sous le nom de Génération IV, visent une mise en application au plus tard en 2030 dans les pays développés et en voie de développement pour la production d'électricité et autres produits, tels que l'hydrogène, pour être utilisés comme combustible de transport et l'eau pour les régions du monde qui seront confrontées à de futures pénuries.

Le schéma 11.1 donne une vue d'ensemble des systèmes d'énergie nucléaire de génération IV. La première génération a été exploitée dans les années 1950 et 1960, comme premiers réacteurs prototypes. La deuxième génération a commencé dans les années 1970 avec les grandes centrales commerciales, qui sont toujours en exploitation aujourd'hui. La génération III a été développée dans les années 1990, et comprend un certain nombre de conceptions évolutives qui permettent des progrès significatifs en termes de sûreté et d'économie. Un certain nombre de réacteurs a été construit selon ces conceptions, essentiellement en Asie Orientale. Sous le nom de Génération III+, d'autres progrès sont actuellement réalisés sur la Génération III (se traduisant par un développement à court terme de la conception), et sont envisagés par plusieurs pays. Les nouvelles centrales construites entre aujourd'hui et 2030 devraient être sélectionnées parmi ces conceptions. Au-delà de 2030, la perspective de progrès innovants par le biais d'une R&D renouvelée a suscité un intérêt international pour les systèmes d'énergie nucléaire de quatrième génération.

Les dix pays mentionnés ci-dessus se sont rassemblés afin de constituer le *Generation IV International Forum (GIF)* et développer des systèmes d'énergie nucléaire de génération future capables d'être licenciés, construits et exploités de manière à fournir des produits énergétiques fiables et à prix compétitifs, tout en gérant de manière satisfaisante la sûreté nucléaire, les déchets, les inquiétudes sur la prolifération et les attentes de l'opinion du public. L'objectif des systèmes d'énergie nucléaire de Génération IV est de les mettre à disposition pour un déploiement international aux environs de 2030, lorsqu'un grand nombre des centrales nucléaires actuellement en exploitation seront au terme, ou proches du terme de leurs licences d'exploitation.

Les programmes de recherche sur l'énergie nucléaire dans le monde ont développé de nombreux concepts susceptibles de constituer la base des systèmes de Génération IV. Au début de l'an 2000, les pays constituant le GIF ont commencé à se rencontrer pour évoquer les besoins en recherche pour soutenir les réacteurs de prochaine génération. À la suite de ces premières réunions, les travaux ont commencé à définir une « feuille de route de la technologie » afin de guider l'effort de Génération IV. La feuille de route est une méthodologie utilisée pour définir, obtenir le consensus, et gérer la

Schéma 11.1. Vue d'ensemble des différentes générations des systèmes d'énergie nucléaire



planification et l'exécution des efforts de R&D à grande échelle. Le GIF a accepté de soutenir l'élaboration d'une feuille de route, qui est devenue le point central de ses efforts. Plus de 100 experts techniques provenant de 10 pays ont ainsi contribué à sa préparation.

La préparation de la Feuille de route de la technologie de Génération IV a nécessité la définition d'objectifs pour les systèmes de Génération IV. Ces objectifs avaient trois buts :

- Servir de base au développement de critères d'évaluation et de comparaison des systèmes candidats.
- Être ambitieux et ainsi stimuler la recherche de systèmes d'énergie nucléaire innovants (à la fois les technologies de cycle de combustible et de réacteur).
- Motiver et guider la R&D sur les systèmes de Génération IV alors que des efforts de collaboration étaient en cours.

Les objectifs de Génération IV étaient définis dans quatre grands domaines :

- Objectifs de durabilité, en se concentrant sur l'utilisation du combustible et la gestion des déchets.
- Objectifs économiques, en se concentrant sur un cycle de vie et des coûts de production d'énergie compétitifs et sur le risque financier.
- Objectifs de sûreté et de fiabilité, en se concentrant sur l'exploitation sûre et fiable, la minimisation du risque d'accidents et des conséquences, la protection de l'investissement et l'élimination de besoin technique d'action d'urgence hors site.
- Objectifs de résistance à la prolifération et de protection physique, en se concentrant sur la sauvegarde des matériaux et des installations nucléaires.

Six systèmes ont ainsi été sélectionnés par le GIF comme conformes aux objectifs technologiques spécifiés pour Génération IV. Chacun de ces systèmes comprend un réacteur nucléaire et ses systèmes de conversion d'énergie ainsi que les installations nécessaires pour la totalité du cycle de combustible, depuis l'extraction du minerai jusqu'au stockage final du déchet. Les systèmes sélectionnés pour Génération IV par le GIF sont indiqués par ordre alphabétique dans le tableau 11.1 ci-dessous.

Tableau 11.1. Systèmes de Génération IV sélectionnés par le GIF

Système de Génération IV	Acronyme
Système de réacteur rapide refroidi au gaz	GFR
Système de réacteur rapide refroidi au plomb	LFR
Système de réacteur à sel fondu	MSR
Système de réacteur rapide refroidi au sodium	SFR
Système de réacteur super-critique refroidi à l'eau	SCWR
Système de réacteur à très haute température	VHTR

La motivation pour la sélection de ces six systèmes était de :

- Atteindre des progrès significatifs en termes d'objectifs technologiques.
- Garantir que les missions importantes de génération électrique, de production d'hydrogène, de cogénération, et de gestion des actinides étaient largement prises en compte par les systèmes de Génération IV.
- Fournir une certaine redondance des capacités, car tous les systèmes ne seront pas viables sur le long terme ou n'atteindront pas leurs objectifs de performances ni n'auront pour conséquence un déploiement commercial.
- Prendre en compte l'ensemble des priorités et intérêts nationaux des pays du GIF.

La feuille de route de la technologie de Génération IV décrit l'évaluation du système ainsi que le processus de sélection, et présente les six systèmes de Génération IV choisis par le GIF. Elle résume les activités et priorités de R&D pour les systèmes, enquête sur les besoins de R&D spécifiques des systèmes pour la totalité des six systèmes, et regroupe la R&D transverse dans des domaines d'intérêt commun à plusieurs ou à la totalité des systèmes. La R&D transverse est définie dans les domaines du cycle du combustible, des combustibles et des matériaux, des produits énergétiques, du risque et de la sûreté, de l'économie, et des méthodologies d'évaluation.

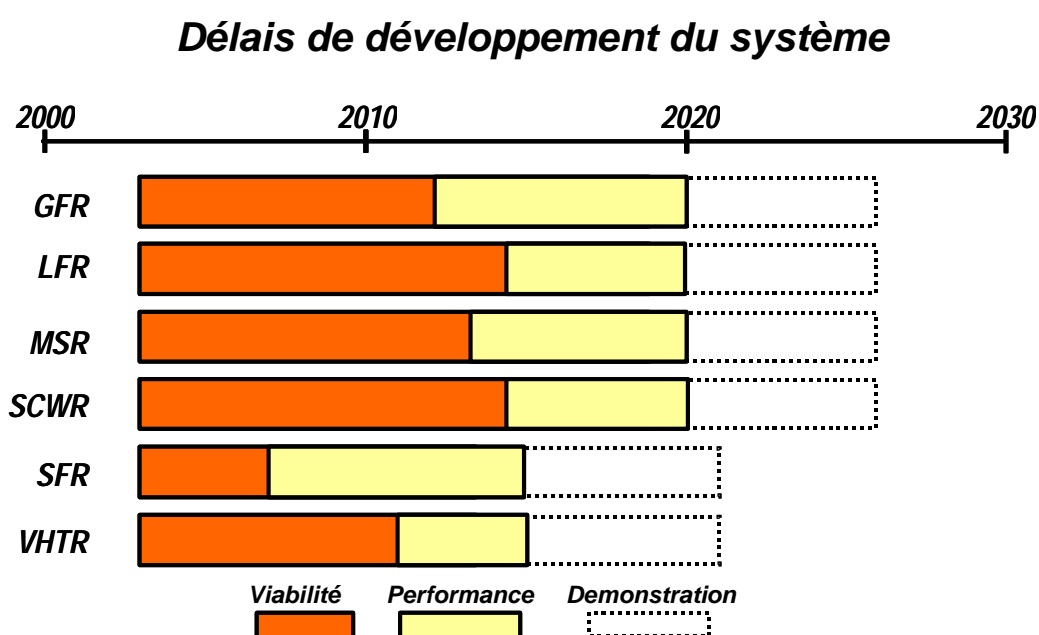
Le domaine d'application de la R&D décrite dans la feuille de route couvre tous les systèmes de Génération IV. Néanmoins, avec six systèmes de Génération IV et 10 pays au sein du GIF, l'approche visant à construire des programmes intégrés pour l'un quelconque des systèmes devient un problème important. Les pays du GIF ont manifesté leur réel intérêt pour une R&D de collaboration sur les systèmes de Génération IV. Néanmoins, il a été reconnu que chaque pays participera à la R&D uniquement sur les systèmes qu'il choisit de faire progresser.

À la lumière des ressources considérables requises pour le développement de chaque système de Génération IV (environ 1 milliard de dollars chacun), la totalité des six systèmes ne sera sans doute pas choisie pour les efforts de collaboration. Pour les systèmes retenus, les pays participants devront assembler la R&D prioritaire pour le système ainsi que la R&D transverse nécessaire, puis définir le

rythme d'avancement désiré pour le programme. La feuille de route technologique a été structurée afin de permettre la création indépendante de programmes de R&D en collaboration. Par conséquent, la feuille de route fournit la base de la formulation de plans de programmes nationaux et internationaux sur lesquels les pays du GIF vont collaborer afin de faire progresser les systèmes de Génération IV.

En ce qui concerne la planification des programmes, le schéma 11.2 présente une vue synoptique de la durée des activités de R&D pour chacun des systèmes. Cette R&D est organisée en deux phases – viabilité et performances. La R&D sur la viabilité est conçue pour répondre aux questions de faisabilité et de démonstration de principe de base, alors que la R&D sur les performances engagera un développement et une optimisation à l'échelle technique pour atteindre les niveaux de performance souhaités.

Schéma 11.2. Délais de développement des systèmes de Génération IV



On peut voir que les systèmes ne sont pas prévus pour achever leurs phases de viabilité et de performance en même temps. Pour chacun des systèmes retenus pour le travail en collaboration, le GIF devra évaluer régulièrement le succès de la R&D et les progrès pour atteindre les objectifs de Génération IV. La feuille de route technologique inclut la R&D sur la méthodologie d'évaluation qui soutiendra ces évaluations en continu. Suivant l'achèvement réussi de la R&D de viabilité et de performance pour un système particulier, au moins six années supplémentaires ainsi que plusieurs milliards de dollars seront nécessaires pour la conception détaillée et la construction d'un système de démonstration.

Le GIF prévoit de concentrer ses futures réunions sur le développement de programmes de collaboration sur plusieurs systèmes. La participation de l'industrie au programme de Génération IV est d'un intérêt capital, de même que sa croissance parallèlement aux progrès des systèmes. Alors que les perspectives de démonstration et l'entrée sur les marchés commerciaux n'auront lieu que dans plusieurs années, la participation précoce de l'industrie est nécessaire afin de fournir une orientation et focaliser l'attention sur les exigences pour les systèmes.

Des échanges avec les autorités réglementaires sont également prévus au fur et à mesure des progrès de développement du système afin de permettre aux autorités de sûreté de comprendre les caractéristiques de conception et de technologies du système afin de fournir un retour sur les questions de licence. Afin de renforcer la confiance du public, les conclusions de la feuille de route et les plans de R&D développés sur sa base seront diffusés au public de manière continue. Des outils de communication avec les groupes des parties prenantes concernées seront développés afin que soient pris en compte leurs points de vue sur les programmes, et dans la mesure du possible, qu'ils soient intégrés dans les objectifs des programmes de R&D.

Chapitre 12

PRÉSENTATION D'INPRO ET DE SON STATUT

En l'an 2000, l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a lancé le Projet international sur les réacteurs nucléaires et cycles de combustible innovants (INPRO) suite à une résolution de la Conférence générale de l'AIEA [GC(44)/RES/21]. Les principaux objectifs du projet INPRO sont les suivants :

- Aider à garantir la disponibilité de l'énergie nucléaire afin de contribuer à satisfaire les besoins en énergie au XXI^e siècle de manière durable.
- Rassembler les détenteurs et utilisateurs de la technologie pour envisager conjointement les mesures internationales et nationales requises afin de parvenir aux innovations souhaitées dans les réacteurs nucléaires et cycles de combustible.

À partir du mois d'octobre 2002, les participants à INPRO comprenaient la Commission européenne ainsi que 12 états membres de l'AIEA : Argentine, Brésil, Canada, Chine, Allemagne, Inde, République de Corée, Fédération de Russie, Espagne, Suisse, Pays-Bas et Turquie. Ces participants ont désigné au total 117 experts dans INPRO, avec des missions allant de trois mois à trois ans.

La phase I d'INPRO a débuté en mai 2001 et se divise en deux phases intermédiaires :

- La Phase I-A consistera à définir les exigences des utilisateurs et à développer une méthodologie adaptée pour évaluer le niveau de satisfaction de ces critères par les différentes futures technologies nucléaires. Pour cette phase, les groupes de travail ont été créés par l'AIEA afin de définir les exigences des utilisateurs dans les domaines suivants :
 - Économie (y compris les ressources et la demande).
 - L'environnement, le cycle de combustible et les déchets.
 - La sûreté.
 - La non-prolifération.
 - Problèmes trans-sectoriels.

Un sixième groupe de travail définira la méthodologie d'évaluation des technologies nucléaires.

- La Phase I-B appliquera la méthodologie d'évaluation dans plusieurs états membres de l'AIEA afin de porter un jugement sur le potentiel des énergies nucléaires innovantes.

Ce rapport présente une vue d'ensemble des résultats préliminaires de la Phase-IA. Les principaux résultats initiaux des différents groupes de travail sont résumés ci-dessous.

Sur les 40 scénarios de référence du *Special Report on Emission Scenarios of the Intergovernmental Panel on Climate Change* (IPCC), quatre futurs scénarios représentatifs ont été sélectionnés comme base du projet INPRO. Les scénarios sélectionnés se caractérisent par des différences en termes de mondialisation vs régionalisation, et par les évolutions démographiques, sociales, économiques, technologiques et environnementales prévues.

Certaines exigences générales et spécifiques ont été définies au sein du Groupe de travail sur les exigences pour l'environnement, le cycle de combustible et les déchets. Dans le domaine de la sûreté nucléaire, cinq exigences génériques et jusqu'à 30 exigences spécifiques ont été créées, couvrant le réacteur nucléaire et la totalité du cycle de combustible, y compris l'extraction de matériaux fissiles et fertiles, la fabrication du combustible, l'exploitation des réacteurs et le traitement du combustible irradié et des déchets.

Un exemple d'une exigence générique liée à la sûreté des futurs systèmes nucléaires est que les futurs réacteurs nucléaires et les installations de cycle de combustible devront être suffisamment sûrs pour être localisés dans des sites similaires aux autres installations industrielles.

Dans le domaine de la non-prolifération une définition des principes doit être finalisée, qui abordera également les caractéristiques intrinsèques et extrinsèques de la résistance à la prolifération. Les problèmes transverses envisagés dans le cadre de l'INPRO sont les changements nécessaires dans l'infrastructure d'énergie nucléaire existante afin de permettre la mise en œuvre de technologies nucléaires innovantes telles que prévues dans les futurs scénarios. La méthodologie d'évaluation de l'INPRO choisie adoptera une approche descendante et certains exemples illustratifs de ses applications sont déjà disponibles. Un premier rapport préliminaire devait être présenté au Comité de Pilotage de l'INPRO en décembre 2002.

Chapitre 13

LA R&D SUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE EN FINLANDE

Le recours à l'énergie nucléaire nécessite une continuité dans le degré élevé de sûreté. Près de 27 % de l'électricité produite en Finlande est nucléaire ; en 2002, le gouvernement a pris une décision de principe positive, approuvée par le parlement, en faveur de la construction d'une nouvelle centrale nucléaire. En 2001, une décision de principe positive a été prise en faveur de la construction d'un site de stockage final pour le combustible nucléaire épuisé à Olkiluoto. Ces décisions signifient que la construction de la nouvelle centrale et du site de stockage final est jugée conforme à l'intérêt général du pays. Des niveaux élevés de fiabilité opérationnelle et une modernisation soignée ont permis de maintenir les coûts de production nucléaire à un niveau compétitif lorsque le marché de l'électricité a été privatisé.

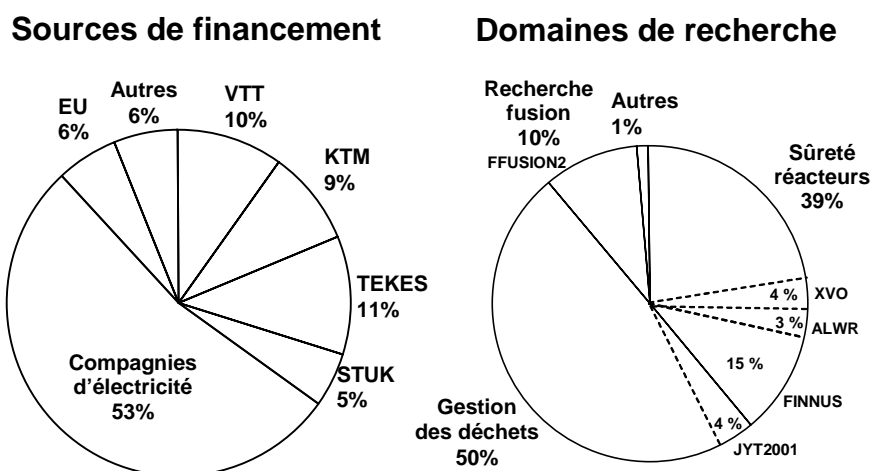
Le maintien de la confiance dans la sûreté nucléaire nécessite un investissement continu dans l'exploitation et la supervision des sites. Ceci doit s'accompagner d'une recherche correctement orientée vers divers aspects de la technologie et du comportement humain, afin de prendre en compte la modernisation des systèmes des installations, la mise en œuvre de techniques nouvelles, le changement des objectifs de production et la mise à jour des exigences de sûreté. Des recherches sont également nécessaires afin d'améliorer la compréhension des technologies nouvelles employées pour la construction et l'autorisation des nouvelles unités.

Au total, en 1999, les travaux de R&D sur l'énergie nucléaire en Finlande ont coûté près de 27 millions d'Euros (cf. schéma 13.1). Aucun changement radical n'a eu lieu depuis. Les compagnies d'électricité TVO et Fortum financent directement plus de la moitié de cette somme, et le secteur public près d'un tiers. La moitié du total porte sur les problèmes de gestion des déchets nucléaires, principalement pris en charge par les compagnies d'électricité. Près de 40 % sont affectés à la sûreté des réacteurs, dont la moitié pour des programmes de recherche totalement ou partiellement publics. Le financement apporté par le secteur public provient du Ministère du Commerce et de l'Industrie (KTM), du Centre de recherche technique de Finlande (VTT), de l'Agence technologique nationale (Tekes) et de l'Autorité de sûreté nucléaire (STUK).

Tout pays ayant recours à l'énergie nucléaire doit posséder une infrastructure suffisante pour pouvoir prendre en charge la formation et la recherche nécessaires dans ce domaine, ainsi que les organisations d'exploitation et de supervision des sites. Les programmes de recherche sur la sûreté nucléaire engagés par le secteur public doivent garantir que les connaissances nécessaires à un usage économique et sûr de l'énergie nucléaire sont retenues, qu'un nouveau savoir-faire est acquis, et que le pays peut prendre part à des projets internationaux. En fait, les organisations finlandaises qui participent à la recherche dans ce secteur sont une ressource importante à la disposition des différents ministères, de la STUK et des compagnies d'électricité.

Le plus important des programmes de recherche publics est FINNUS. Il porte sur les questions de sûreté des réacteurs nucléaires dans les centrales. Le programme sur les LWR avancés (ALWR) a été mis en place afin d'examiner les futures conceptions possibles des centrales nucléaires. Le programme

Schéma 13.1. Ressources pour la R&D sur l'énergie nucléaire en Finlande en 1999 (27 millions d'euros au total)



de gestion de la longévité des installations (XVO), soutenu par les compagnies d'électricité, s'est intéressé aux problèmes de vieillissement spécifiques aux centrales. JYT2001 fut, quant à lui, le programme de gestion des déchets nucléaires du secteur public.

Ces programmes ont principalement été menés au sein des différentes unités de recherche du Centre de recherche technique de Finlande (VTT). Les universités ont également apporté leur contribution. Des programmes similaires sont actuellement en cours – en 2002, le programme de recherche national pour la gestion des déchets (KYT) et le projet RKK sur le vieillissement des installations ont été engagés. Le KTM a également commandé un plan à long terme pour le prochain programme national sur la sûreté nucléaire pour la période 2003-06, appelé SAFIR (Sûreté des centrales nucléaires – Programme de recherche national Finlandais).

La décision de principe initiale sur le site de stockage final pour le combustible utilisé était valable pour le combustible épuisé des centrales nucléaires finlandaises existantes ; une décision de principe additionnelle a demandé l'extension du site pour le combustible utilisé des nouvelles unités en projet. La quantité totale de combustible utilisé qui pourra être traitée par l'installation sera au maximum de 6 500 tonnes d'uranium, à partir de 2020. Cette décision permet à Posiva, la société qui gère les déchets pour le compte des compagnies d'électricité, de se concentrer sur les études du sous-sol rocheux à Olkiluoto. Une installation souterraine de caractérisation de la roche, ONKALO, sera construite sur le site. Selon les plans, la construction d'ONKALO commencera en 2003-04, et les études de sol à la profondeur du stockage final commenceront aux environs de 2006.

Le programme national KYT de gestion des déchets nucléaires (2002-05) comprendra la conduite d'études stratégiques et d'études de sûreté à long terme sur le stockage du combustible utilisé. Les options fondamentales (y compris la séparation et la transmutation) et les principes généraux de sûreté dans le cycle du combustible et la gestion des déchets, ainsi que les coûts de la gestion de différents niveaux de déchets, le transport et le déclassé, seront étudiés. Des projets sur le rejet de radio-nucléides du dépôt, sur leur migration dans le socle rocheux et les nappes d'eau souterraines, sur les méthodologies d'évaluation de la sûreté et sur le comportement de la biosphère seront incorporés.

Les objectifs de recherche du programme FINNUS (1999-2002), destiné à garantir intégrité, sûreté et fiabilité, ont été réunis sous trois thèmes : vieillissement, accidents et risques. Les effets de vieillissement sur les centrales nucléaires ont été étudiés en profondeur afin d'évaluer la durée de vie utile restante des composants et l'efficacité des mesures correctives. Le programme s'est principalement

concentré sur les études des effets du vieillissement sur les propriétés des matériaux, les mécanismes de dégradation dans les structures métalliques, l'intégrité structurelle et l'inspection en service. Il couvrait également les méthodes de surveillance, y compris le nouveau secteur de renforcement des structures en béton armé.

Le volet sur les accidents concernait les aspects opérationnels de la sûreté des centrales nucléaires. Les questions du comportement du combustible nucléaire, de la physique des réacteurs et de la modélisation dynamique, de la thermo-hydraulique et des accidents graves ont été traitées au moyen d'études théoriques et expérimentales. Dans le domaine du risque, l'accent a été mis sur les méthodes avancées d'analyse du risque et leur applicabilité, ainsi que sur l'évaluation des risques d'incendie, des applications de sûreté liés à l'utilisation de logiciels, et de la performance humaine et organisationnelle. Le programme FINNUS a été conduit par le VTT et l'Université de technologie Lappeenranta (LTKK).

Afin de faire le meilleur usage possible des ressources publiques, qui sont limitées, on fait appel au savoir-faire des compagnies d'électricité au sein des groupes de pilotage et de référence des programmes du secteur public. Les résultats de la recherche publique sont également à la disposition des compagnies d'électricité. Le programme FINNUS a accouché de 11 projets de recherche ayant de nombreux liens naturels entre eux. L'un des objectifs du programme était de renforcer ces passerelles et d'en créer de nouvelles. Le fait d'être la communauté nucléaire d'un petit pays a été un avantage quand il s'est agi de créer ces nouveaux liens entre différents domaines de recherche. L'approche interdisciplinaire des projets fait progresser le savoir-faire à la fois des chercheurs et des experts extérieurs participant au travail des groupes de référence. Le programme de recherche a également contribué à la formation de nouveaux experts – six thèses de doctorat, deux thèses de licence et 18 thèses de maîtrise ont ainsi été rédigées.

Le programme sur la technologie ALWR (1998-2003) s'est concentré sur les réacteurs susceptibles d'être construits dans les 5 à 10 ans. Parmi les organisations qui y ont participé ou qu'il l'ont parrainé, on comptait le VTT, la Tekes, la STUK, les compagnies d'électricité et les universités LTKK et HUT. En outre, FRAMATOME ANP, General Electric, Westinghouse Atom et la Commission européenne ont apporté leur contribution. Les objectifs étaient d'accroître la compréhension des réacteurs nucléaires de la prochaine génération de façon à ce que les organisations finlandaises puissent évaluer leur coût et leur sûreté sur une base technique solide, et d'accumuler de l'expérience et développer des outils pour une évaluation efficace de la conception et de la sûreté. Les recherches menées dans le cadre du programme se sont concentrées sur les aspects de la sûreté. Il y a eu une étroite collaboration entre la recherche expérimentale et la modélisation. De nouveaux équipements expérimentaux ont été construits, des codes de thermo-hydrauliques ont été perfectionnés, et une expérience pratique importante a été acquise dans l'usage d'outils de calcul de la dynamique des fluides pour les analyses de conception et de sûreté. La plupart des réacteurs étudiés sont en lice pour faire partie de la nouvelle centrale finlandaise, et les outils et équipements développés seront d'une grande utilité pendant son évaluation.

Si le plan de recherche du nouveau programme SAFIR ne couvre que la période 2003-06, il repose sur des problèmes de sûreté identifiés pour une durée plus longue. La décision de principe favorable à une nouvelle centrale nucléaire a également été prise en compte dans le plan. Toutefois, les problèmes de sûreté posés par les centrales existantes et par la nouvelle centrale, ainsi que les besoins de recherche consécutifs, convergent dans une large mesure. La construction de la nouvelle centrale va faire sentir le besoin d'experts dans ce domaine en Finlande. Si l'on ajoute à cela le départ en retraite des experts en activité, cela appelle à une intensification des efforts de formation, dans lesquels les activités de recherche active jouent un rôle clé. Cette situation constitue par ailleurs un grand challenge pour la recherche à long terme sur la sûreté.

Le plan général du SAFIR vise à définir les besoins de recherche importants relatifs aux principaux défis de la sûreté (tels que le vieillissement des centrales existantes), aux progrès dans les différents aspects de la technologie (par ex. le combustible, les fonctions de sûreté, l'automatisation, l'informatique) et aux changements organisationnels. La recherche dans ces besoins est la principale tâche technique et scientifique du programme, qui visera également à préserver le savoir-faire dans les secteurs qui ne connaissent pas de bouleversements significatifs mais où des activités de recherche dynamique sont un pré-requis absolu à tout usage sans risque de l'énergie nucléaire. Le plan général pose les bases pour la rédaction de plans annuels plus détaillés et des propositions de recherche correspondantes. Le programme est suffisamment flexible pour inclure des projets spécifiques à court terme, des projets s'étendant sur toute la durée du programme, et des travaux de développement de longue haleine.

Tous ces programmes nécessitent que les ressources nationales soient rassemblées et contrôlées efficacement. Les programmes de recherche doivent fonctionner comme des vecteurs d'information efficaces vers toutes les organisations opérant dans le secteur de l'énergie nucléaire, et comme des forums de discussion ouverts pour la participation à des projets internationaux, l'affectation de ressources et la préparation de nouveaux projets.

La coopération internationale a joué un rôle décisif dans tous les secteurs de la recherche en Finlande. En plus de publier les résultats dans divers forums internationaux, le personnel de recherche finlandais a contribué aux groupes et réseaux de travail, et à la définition de benchmarks internationaux, et à des « round-robin ». Les organismes les plus importants ont été l'AEN, l'AIEA la Commission européenne et la Recherche nordique sur la sûreté nucléaire (NKS).

Chapitre 14

PROGRAMME QUINQUENNAL SUR LE CYCLE DU COMBUSTIBLE AVANCÉ

De toutes les questions qui restent à régler si l'on veut assister à une généralisation de l'utilisation de l'énergie nucléaire aux États-Unis comme ailleurs, aucune n'est plus importante et difficile que celle de la gestion du combustible nucléaire usé. Bien que les centrales nucléaires produisent bien moins de déchets en volume que toute autre activité génératrice d'énergie ou industrielle comparable, la nature unique du combustible épuisé nécessite que, lors de la planification à long terme de l'utilisation de l'énergie nucléaire, soit prise en compte la question de son stockage final. Le combustible usé reste radioactif pendant des centaines et des centaines d'années, ce qui pose de nombreuses questions en termes sociaux, politiques, réglementaires et techniques. Avec le cycle du combustible ouvert, la croissance potentielle de l'énergie nucléaire aux États-Unis a été limitée.

Depuis la fin des années 90, le Ministère de l'Énergie (DOE) américain et ses laboratoires et partenaires universitaires et industriels travaillent avec la communauté de chercheurs internationale afin d'explorer le potentiel des technologies nucléaires avancées pour la réduction radicale de la difficulté liée au stockage du combustible usé des centrales nucléaires, à la fois en termes de volume et de toxicité. La mission du programme sur le cycle du combustible avancé (CCA) consiste à assurer l'avenir de l'énergie nucléaire en réglant le problème du combustible nucléaire usé. Le développement de l'énergie nucléaire avancée est nécessaire si l'on veut dissiper les doutes en matière de sécurité, d'environnement et d'économie, étant donné que le cycle du combustible ouvert est reconnu comme limitant la croissance de l'énergie nucléaire aux États-Unis et dans d'autres pays.

Les principaux objectifs du programme CCA sont :

- Développer et mettre en œuvre les technologies du cycle du combustible avancé afin de réduire de façon significative le coût à long terme du stockage géologique du combustible nucléaire usé commercial.
- Développer des méthodes afin de récupérer l'énergie du combustible usé hautement toxique, tout en organisant sa destruction.

Le programme CCA est un projet multi-phase comportant deux volets exécutés en parallèle dans le cadre d'un effort de recherche intégré :

- *Série Un.* Ce volet s'attaque aux problèmes à moyen terme associés au combustible nucléaire usé, principalement en réduisant le volume et la chaleur générée de la matière nécessitant un stockage géologique. Cela optimisera l'utilisation du premier dépôt américain, réduisant ou éliminant le besoin de dépôts supplémentaires. Cela implique la création de systèmes et combustibles résistants à la prolifération afin de permettre la destruction de quantités significatives de plutonium dans les REL ou les réacteurs à haute température refroidis au gaz (HTGRs) vers le milieu de la prochaine décennie.

- *Série Deux.* Ce volet traite des problèmes à plus long terme associés au combustible nucléaire usé. Cet effort va spécifiquement se concentrer sur le développement de technologies du cycle du combustible visant à réduire significativement la radiotoxicité à long terme et la charge thermique des déchets de haute activité évacués pour stockage géologique via un soutien au développement de réacteurs de 4^{ème} génération et d'éventuels systèmes hybrides.

Les activités de la Série Un et de la Série Deux font partie d'un programme intégré. Ainsi, les technologies de traitement des déchets émergeant de la Série Un peuvent s'avérer être des outils de grande valeur pour les systèmes plus avancés qui font l'objet de la Série Deux. L'intégration de ces deux volets est nécessaire à la réussite de l'ensemble.

La priorité principale du programme CCA est la résolution des problèmes liés au stockage du combustible nucléaire usé, qui comprennent la réduction du coût du premier dépôt américain proposé et le report ou l'annulation de la construction d'un second dépôt. Cela sera possible en séparant les éléments à haute toxicité à vie longue, en réduisant les volumes de déchets de haute activité et la toxicité du combustible nucléaire usé et en réduisant la génération de chaleur à long terme. Une seconde priorité est la résolution des questions de sûreté énergétique et économique en permettant la récupération sans prolifération de l'énergie contenue dans le combustible usé et en soutenant l'exploitation future de systèmes à énergie nucléaire de 4^{ème} génération. Enfin, le programme répondra aux préoccupations sur la non-prolifération en réduisant les stocks à long terme de plutonium dans le combustible usé, réduisant ainsi le risque de prolifération.

Le Bureau de l'énergie, des sciences et de la technologie nucléaire du DOE (NE) a pour fonction d'orienter l'investissement du gouvernement américain en matière de sciences et de technologie nucléaire. Le programme CCA est étroitement lié à un autre programme du NE, intitulé Systèmes à énergie nucléaire de 4^{ème} Génération. Il s'agit d'une initiative internationale visant à identifier, développer et décrire un ou plusieurs nouveaux systèmes à énergie nucléaire présentant des avantages en termes économiques, de sécurité et de fiabilité, et de durabilité, avec un horizon de déploiement fixé à 2030. En intégrant les programmes CCA et 4^{ème} Génération via l'utilisation d'analyses systémiques, NE a mis en place une structure qui facilitera la coordination des deux programmes afin de créer un effort de R&D unifié. À l'intérieur de cette structure, le programme CCA a été organisé de façon à maximiser et mettre à profit le savoir-faire fonctionnel et technique, tout en favorisant la communication entre les participants au programme via des analyses systémiques et une intégration technique.

Les programmes CCA et 4^{ème} Génération disposent d'une structure de gestion intégrée, et partagent une fonction d'intégration systémique et d'analyse commune. Les rôles et responsabilités pour les fonctions clés du programme CCA sont répartis entre les sièges du NE (Intégration technique, Intégration et analyse systémique, et Directeurs techniques nationaux) pour chacun des trois éléments du programme CCA : combustibles, séparation et transmutation. Des équipes produit sont créées si nécessaire pour résoudre les problèmes transversaux dans les éléments fonctionnels des deux programmes.

Le volet Série Un du programme CCA traite de problèmes à moyen terme spécifiques auxquels fait face le nucléaire aux États-Unis. Ces problèmes sont :

- La réduction des volumes de déchets de haute activité.
- L'augmentation de la capacité du dépôt géologique prévu.
- La réduction du besoin technique d'un second dépôt.

- La réduction des stocks à long terme de plutonium dans le combustible nucléaire usé.
- La récupération de l'énergie contenue dans le combustible nucléaire usé.

Pour atteindre ces objectifs, l'exploitation d'un site de traitement du combustible usé et d'un site de fabrication de combustible résistant à la prolifération sera initiée en 2015 et 2018, respectivement. Le programme technique pour les cinq premières années est structuré pour l'analyse et le développement d'options pour des choix technologiques en 2007, et pour l'apport d'un soutien aux activités de conception des installations. Une fois les choix technologiques effectués, le programme technique apportera un soutien plus spécifique à la conception finale, la construction, la mise en route et l'exploitation des installations. Les activités de transmutation de la Série Un pour le plutonium commercial et d'autres actinides mineurs sont considérées comme faisant implicitement partie de l'activité de développement du combustible, c'est pourquoi aucune activité de transmutation de la Série Un n'est indiquée.

Le volet Série Deux du programme CCA traite de problèmes à long terme spécifiques auxquels fait face le nucléaire. Il s'agit de :

- La réduction de la toxicité et de l'activité à long terme du combustible nucléaire usé.
- La réduction de la génération de chaleur à long terme du combustible nucléaire usé.
- L'apport d'une source de combustible durable pour l'énergie nucléaire.
- Le soutien à l'exploitation future de systèmes à énergie nucléaire de 4^{ème} génération.

Pour réaliser ces objectifs, il sera nécessaire de déployer des réacteurs avancés utilisant des cycles du combustible durables résistant à la prolifération. Il faudra pour cela qu'un site de fabrication de combustible de 4^{ème} génération soit en activité avant 2022 pour la fourniture de combustibles aux fins des essais de performance et du déploiement de systèmes à réacteur de 4^{ème} génération. En outre, dans le cadre de la Série Deux, une approche sera développée pour la transmutation de plutonium non consommé et d'actinides mineurs issus du site de traitement du combustible usé de la Série Un dans des réacteurs de 4^{ème} génération et, peut-être, des systèmes hybrides.

Une partie des activités de transmutation de la Série Deux va être centrée sur les systèmes hybrides. De nombreux pays considèrent ces systèmes comme une approche viable de la transmutation, car ils ont peut-être la capacité de détruire tous les isotopes radioactifs à vie longue sans créer de plutonium. Un choix technologique pour la transmutation est prévu pour 2007. Quel que soit la voie choisie à ce stade, les informations dérivées des travaux sur les systèmes hybrides devraient donner lieu à des conceptions plus efficaces et économiques lors des travaux de transmutation ultérieurs.

Chapitre 15

PROGRAMME JAPONAIS SUR LES SYSTEMÈS HYBRIDES

Étant donné que le plutonium va être utilisé comme combustible nucléaire conformément à la politique japonaise sur l'énergie nucléaire, les activités de séparation et de transmutation au Japon sont actuellement orientées vers la séparation et la transmutation d'actinides mineurs et de produits de fission à vie longue.

Le programme OMEGA de R&D dans la séparation et la transmutation est mené conjointement par l'Institut japonais de recherche sur l'énergie atomique (JAERI), l'Institut japonais sur le développement du cycle nucléaire (JNC) et l'Institut de recherche central de l'industrie de l'énergie électrique (CRIEPI). Son avancement a été révisé en 1999 par le Comité consultatif du Commissariat à l'énergie atomique sur la politique de la partie terminale du cycle du combustible nucléaire. Un rapport soulignant la nécessité de travaux de R&D sur les futurs systèmes et le développement de scénarios de mise en œuvre pour la séparation et la transmutation, d'expériences de base visant à démontrer la faisabilité des procédés et d'expériences à plus grande échelle afin d'obtenir des données sur la sûreté a été publié en mai 2000.

L'objectif du programme OMEGA est d'abaisser la radiotoxicité des déchets de haute activité jusqu'au niveau de l'uranium naturel, et ainsi réduire la charge pour le stockage géologique, et par conséquent gagner l'acceptation du grand public. Les domaines de la R&D couverts par le programme OMEGA sont :

- Les propriétés physiques et chimiques des actinides mineurs et des produits de fission.
- La séparation d'éléments radioactifs dans des déchets de haute activité issus du retraitement.
- La transmutation, comportant les données nucléaires et les propriétés des combustibles avec actinides mineurs, les études de conception des systèmes, le développement du combustible et des cibles des systèmes hybrides, le développement d'accélérateurs de puissance élevée pour la transmutation.

Dans le cadre du programme OMEGA, le JAERI continue de développer les procédés de séparation et la technologie du combustible nitrure, et d'effectuer les études de base afin de soutenir le développement des systèmes hybrides. Les scientifiques s'intéressent à ces systèmes pour les raisons suivantes :

- Les systèmes hybrides ont la flexibilité nécessaire pour inclure la transmutation des déchets nucléaires dans des scénarios impliquant les futurs réacteurs nucléaires en cours de développement. Par exemple, dans les scénarios avec un cycle du combustible faisant intervenir de l'UO₂ dans des REL, du MOX dans des REL et des réacteurs à eau à modulation réduite (RMWR) ou des réacteurs rapides, un système hybride pourrait transmuter les actinides mineurs du combustible des REL, et l'Am et le Cm du combustible des RMWR/FBR. Dans une telle configuration, le système hybride coexisterait avec des RMWR/FBR.

- Un système hybride peut constituer un système de transmutation des actinides mineurs dédié, indépendant du cycle du combustible commercial. La séparation et la transmutation réalisée avec un système hybride réduirait le poids sur le cycle du combustible commercial en termes d'économie et de sûreté. Les actinides mineurs seraient confinés dans un petit site de séparation et de transmutation, séparé du cycle du combustible commercial.
- Un système hybride se compose d'un système sous-critique à sources neutroniques externes utilisant un accélérateur de protons de haute intensité. Sa conception et son fonctionnement présentent une flexibilité et un contrôle suffisants pour transmuter de grandes quantités d'actinides mineurs en synergie avec des réacteurs critiques. Par conséquent, un système hybride ferait un système de transmutation hautement efficace et sûr.

Au JAERI, les travaux de R&D sur la technologie de la séparation et la transmutation ont été effectués sur la base du concept du cycle du combustible à double strate. Les principaux éléments de R&D pour les systèmes hybrides apparaissent sur le schéma 15.1. Les derniers progrès techniques accomplis dans l'analyse des flux massiques et des coûts d'un cycle du combustible à double strate, dans la technologie du plomb-bismuth, dans la séparation et dans les procédés combustibles sont résumés ci-après.

Schéma 15.1. Programme de R&D pour les systèmes hybrides

Accélérateur

- Haute intensité, haute fiabilité et haute efficacité

Physique des réacteurs

- Fiabilité de la multiplicité calculée, distribution de la puissance, spectre neutronique, oscillation de la réactivité à la combustion, etc.
- Contrôle de la sous-criticité.
- Estimation de l'efficacité de la transmutation.

Fonctionnement du système sous-critique

- Méthode de contrôle pour la réactivité et le rendement thermique.
- Transitoire au démarrage/à l'arrêt et instabilité de faisceau.

Cible, matériel, fonctionnement de systèmes Pb-Bi

- R&D pour du nouveau matériel pour Pb-Bi (fenêtre, structure)
- Gestion de la technologie du Pb-Bi (thermohydraulique, récupération Po)
- Transitoire au démarrage/à l'arrêt et instabilité de faisceau.

Combustible

- Fabrication et retraitement de combustible nitruré MA avec ^{15}N

Afin d'assurer la durabilité à long terme du cycle du combustible commercial, différents réacteurs et cycles du combustible sont envisagés. L'une de ces configurations implique un système hybride coexistant dans un cycle du combustible utilisant du plutonium, avec du combustible MOX dans les REL et les réacteurs rapides. L'impact de la séparation et la transmutation sur le stockage géologique dans une telle configuration a été mesuré ; le coût en électricité augmenterait de 8 % de par l'introduction du cycle de séparation et de transmutation. Le système hybride considéré ici était d'une puissance de 800 MWth, soit la capacité de transmuter les actinides mineurs et le ^{129}I produits chaque année par environ 10 REP d'une puissance de 3 400 MWth.

Concernant la technologie du plomb-bismuth, des tests de corrosion en statique ont été effectués après 3 000 heures à 450°C. Des tests de corrosion en boucle ont été menés par deux fois à 3 000 heures dans les conditions suivantes : température de 450°C, différence de température de 50°C, débit de pompage électromagnétique de 5 litres/minute, vitesse sur la section testée de 1 m/s.

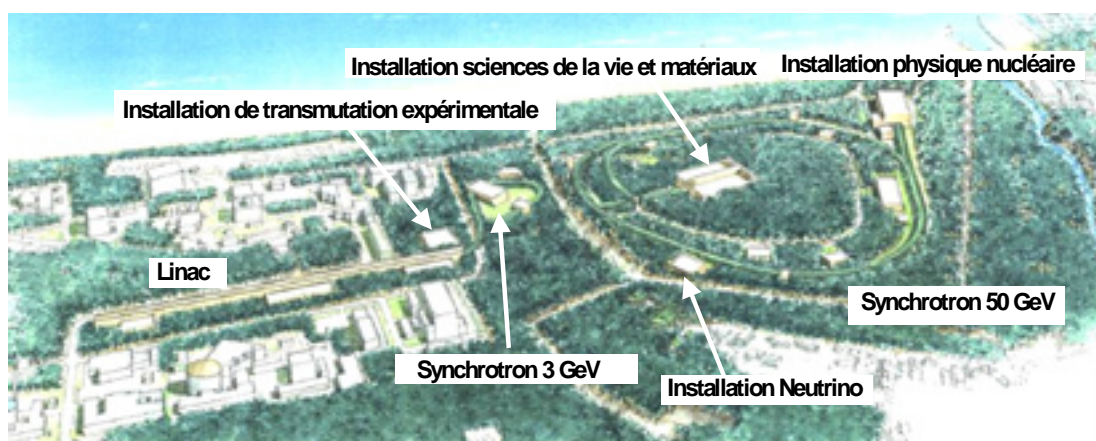
Le système de séparation développé à quatre groupes a été testé avec de vrais déchets de haute activité concentrés. Les éléments cibles Am et Cm ont été séparés à plus de 99,98 %, et le Np à plus de 99,95 %. Un nouvel extractant, le TODGA, est actuellement à l'étude pour la modification de la phase de séparation des transuraniens.

Le combustible nitrure et les techniques de pyrotraitement sont en cours de développement. Les systèmes hybrides du JAERI utilisent du combustible (Pu,MA)N dilué par des matrices inertes telles que ZrN et TiN au chargement initial. Des aiguilles de combustible renfermant les pastilles de (Pu,Zr)N et de PuN+TiN fabriquées vont être irradiées dans le Réacteur Japonais d'Essai de Matières (JMTR). Une démonstration de l'électroraffinage de UN, NpN et PuN a été effectuée. Un travail similaire pour l'AmN est prévu pour 2003 au centre TRUHITEC du site de Tokai du JAERI.

Un scénario de séparation et transmutation avec transmutation dans un système hybride constitue un système novateur et flexible pour la réduction des déchets de haute activité, couplé à des réacteurs alimentés en plutonium tels que REL-MOX, réacteurs rapides et des REB aux ressources renouvelables. Suite aux travaux de R&D de base susmentionnés, un système hybride expérimental d'une puissance thermique de 80 MW est envisagé pour la fin des années 2010 afin de démontrer la faisabilité technique du concept. Le système en question fonctionnera d'abord au combustible MOX, avant de passer progressivement à un combustible nitrure à base d'actinides mineurs.

Cependant, avant cela, afin d'étudier les caractéristiques de base du système hybride et de démontrer sa faisabilité du point de vue de la physique des réacteurs et de l'ingénierie des cibles de spallation, le JAERI projette de construire un Centre expérimental sur la transmutation (TEF) sur son site de Tokai, dans le cadre du Projet d'accélérateur de protons haute intensité (cf. schéma 15.2). Le budget pour la construction du TEF n'a pas encore été approuvé, mais le début des travaux est prévu pour 2006. La première phase du projet global, la construction de l'accélérateur linéaire (linac), a commencé en 2002.

Schéma 15.2. Plan du site du Projet d'accélérateur de protons de haute intensité



Le TEF comprendra deux pôles : le Centre expérimental sur la physique de la transmutation (TEF-P) et l'Installation d'essai de cible pour systèmes hybrides (TEF-T). Le TEF-P est une installation critique de puissance nulle dans laquelle un faisceau de proton de faible puissance accéléré jusqu'à

600 MeV permet d'étudier la physique des réacteurs et le contrôle du système hybride. Le TEF-T, quant à lui, est une installation d'irradiation de matière capable d'accepter un faisceau de protons de 200 kW-600 MeV maximum dans la cible de spallation d'eutectique Pb-Bi.

Des recherches expérimentales sur les aspects de physique des réacteurs sous-critiques ont été effectuées à l'aide des installations existantes, comme MASURCA en France. Il n'y a, cependant, eu aucune expérience sur un système sous-critique rapide couplé à une source de spallation et un faisceau de protons avec l'énergie appropriée. La fonction principale du TEF-P est par conséquent d'étudier la physique des réacteurs d'un cœur sous-critique piloté par une source neutronique de spallation employant un faisceau de protons de 600 MeV. La seconde fonction du TEF-P est de démontrer le contrôle du cœur sous-critique ; le contrôle de la puissance du réacteur sera tenté en réglant la puissance du faisceau de protons. La troisième fonction du TEF-P est de mesurer la performance en termes de transmutation du cœur sous-critique en utilisant certaines quantités d'actinides mineurs et de produits de fission à vie longue.

Pour les activités susmentionnées, une puissance thermique élevée n'est pas nécessaire – une puissance d'environ 100 W pour les expériences critiques est optimale du point de vue de l'accessibilité au cœur. Le TEF-P est par conséquent conçu d'après l'assemblage critique rapide du JAERI, c'est-à-dire un assemblage critique de type horizontal avec une matrice de réseau rectangulaire.

Le TEF-T est une installation d'irradiation de matière dotée d'un faisceau de protons de 200 kW et 600 MeV et d'une cible eutectique Pb-Bi. Pour démontrer la faisabilité de la fenêtre du faisceau, il sera nécessaire de faire coïncider la densité du faisceau de protons à la fenêtre du faisceau avec celle du futur système hybride. Au TEF-T, le faisceau de protons de 0,33 mA fera 4 cm de diamètre, soit une densité moyenne de $0,026 \text{ mA/cm}^2$; cette valeur est considérée assez élevée pour permettre la démonstration. Une irradiation de plus de 10 DPA (déplacement par atome) peut être obtenue chaque année. Le flux de neutrons dépassera $10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ au centre de la cible et $10^{13} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ dans la zone de 30 cm de diamètre et 30 cm de long où différents matériaux peuvent être irradiés par des neutrons rapides.

La fonction du TEF-T est de démontrer la faisabilité d'un système à cibles de spallation à puissance élevée et d'étudier la compatibilité des matériaux dans le Pb-Bi soumis à irradiation. Tout comme les échantillons test de matériau irradié, le matériau structurel irradié de la cuve cible sera examinée du point de vue de sa force de traction, de sa ductilité, de sa fatigue, etc. Les paramètres qui peuvent varier pour chaque irradiation incluent la température, la durée d'irradiation, le débit du Pb-Bi et sa concentration en oxygène. Le TEF-T va ainsi accumuler une expérience non négligeable dans l'utilisation de tels systèmes et la gestion des cibles de spallation à puissance élevée.

De nombreux pays s'intéressent maintenant aux systèmes hybrides comme alternative possible pour la résolution des problèmes liés à la partie terminale du cycle du combustible nucléaire. Comme mentionné précédemment, le TEF sera un centre unique dédié au développement des systèmes hybrides. Les expériences qui vont y être menées seront extrêmement utiles pour la réalisation de systèmes hybrides, notamment des prototypes de démonstration. Le JAERI espère convertir ce projet en programme international. Pour le moment, il discute des spécifications et de la conception des installations concernées avec les organismes de recherche d'autres pays.

Chapitre 16

PROGRAMME EUROPÉEN SUR LES SYSTÈMES PILOTÉS PAR ACCELERATEUR (ADS) : CONCEPTIONS ET PERSPECTIVES

Dans plusieurs pays européens, la stratégie du cycle du combustible ainsi que la fermeture de la partie terminale du cycle du combustible dépendent de la politique nationale. Pour l'avenir, plusieurs stratégies sont donc envisagées:

- UO₂ dans les REL + stockage final.
- UO₂ dans les REL + système hybride + stockage final.
- UO₂ dans les REL + MOX dans les REL+ système hybride + stockage final.
- UO₂ dans les REL + MOX dans les REL + MOX utilisé dans les réacteurs-surgénérateurs + système hybride + stockage final.

Dans la quasi-totalité des scénarios, est envisagée la séparation et transmutation au moyen d'un système hybride, impliquant ainsi la nécessité d'une R&D coordonnée sur ces systèmes.

Les réacteurs critiques et sous-critiques sont des candidats potentiels comme systèmes de transmutation dédiés. Cependant, les réacteurs critiques fortement chargés en combustible contenant des quantités importantes d'actinides mineurs (américium et curium), posent des problèmes de sûreté dus à des coefficients de réactivité défavorables et à une faible fraction de neutrons différés. En ce qui concerne ce dernier problème, la sous-criticité est particulièrement favorable, dans la mesure où elle autorise une charge maximale d'actinides mineurs par unité tout en fonctionnant de manière sûre.

Le Groupe de travail technique européen (ETWG) sur les systèmes hybrides, sous la présidence du Professeur Carlos Rubbia, a joué un rôle de coordination au niveau européen pour le développement de la S&T et des ADS, comme solution de gestion des déchets radioactifs. Dans son rapport d'avril 2001, l'ETWG a conclu que :

- La S&T associée à un système hybride pourrait s'avérer utile dans le problème de gestion des déchets.
- Il y avait nécessité, d'une première étape de démonstration au niveau international, d'un système hybride.
- Il y avait besoin d'un effort de R&D coordonnée au niveau européen, et d'un soutien important de la Commission européenne.

En réponse à ces conclusions, les grands centres de recherche, entreprises et universités européens, actifs dans le domaine de la S&T et du développement des systèmes hybrides ont décidé de créer un réseau thématique baptisé ADOPT (Options avancées pour la S&T). L'objectif d'ADOPT est

de coordonner les divers projets de S&T, dans le cadre du Cinquième programme cadre de la Commission européenne. Quinze projets sont ainsi coordonnés dans le réseau thématique ADOPT, représentant une contribution européenne totale de 28,6 millions d'€, soit une part d'environ 50 % du budget total. Des informations peuvent être obtenues sur ADOPT sur le site www3.sckcen.be/adopt/.

Parmi ces projets coordonnés par ADOPT se trouve le projet PDS-XADS (Études préliminaires de conception d'ingénierie du système hybride expérimental) dont les objectifs sont les suivants :

- Sélectionner les concepts techniques les plus prometteurs.
- Traiter les points critiques de l'ensemble du système hybride.
- Identifier la R&D nécessaire afin de soutenir le développement du système hybride.
- Définir les problèmes de sûreté et de licence.
- Faire une évaluation préliminaire du coût de l'installation.
- Consolider la feuille de route pour le développement du système hybride expérimental (XADS).

Prenant en compte le fait que le spectre à neutrons rapides est la solution *a priori* pour la transmutation, les efforts de R&D portent essentiellement sur les ADS refroidis au métal liquide et refroidis au gaz. Les études de conception préliminaires sont principalement axées sur trois concepts, à savoir :

- EA-80, un grand ADS expérimental refroidi au plomb et bismuth, proposé par Ansaldo (puissance du cœur de 80 MWth, refroidi au plomb-bismuth liquide, piloté par un courant de faisceau de protons de 600 MeV × 10 mA fourni par un accélérateur linéaire ou un cyclotron sur une cible de spallation avec ou sans fenêtre au Pb-Bi liquide).
- GC-XADS, un grand ADS expérimental refroidi au gaz, proposé par FRAMATOME ANP (puissance du cœur de 100 MWth, refroidi à l'hélium, piloté par un courant de faisceau de protons de 600 MeV × 10 mA devant être fourni par un accélérateur linéaire sur une cible de spallation avec fenêtre au Pb-Bi liquide).
- MYRRHA, un petit réacteur expérimental refroidi au Pb-Bi, proposé par SCK•CEN (puissance du cœur de 40 MWth, refroidi au Pb-Bi liquide, piloté par un courant de faisceau de protons de 350 MeV × 5 mA devant être fourni par un cyclotron ou un accélérateur linéaire sur une cible de spallation sans fenêtre au Pb-Bi liquide).

Pour le Sixième programme cadre, la Commission européenne a créé deux nouveaux instruments, connus sous le nom de Projet intégré (IP) et Réseau d'excellence (NoE), afin de favoriser l'intégration et le renforcement d'une R&D européenne à grande échelle. Les membres d'ADOPT ont exprimé leur souhait de renforcer leurs activités dans le domaine de la S&T et des SPA en créant un projet intégré, IP-ADOPT.

L'objectif de cette proposition est de mobiliser le savoir-faire scientifique et industriel européen sur le retraitement et le développement du combustible nucléaire, la recherche et la conception technique des réacteurs nucléaires, et enfin la R&D sur l'accélérateur de protons à haute puissance, afin de fournir des options avancées pour la gestion de déchets de haut niveau, permettant une simplification des conditions de stockage de ces déchets en formation géologique profonde.

Le projet IP-ADOPT permettra de structurer et d'intégrer les activités européennes liées à la S&T et au développement de système hybride, pour les raisons suivantes :

- Il évitera la fragmentation de l'actuelle communauté de S&T et système hybride en se concentrant sur l'objectif à moyen terme visant la réalisation d'une installation de démonstration d'un système hybride, en testant à grande échelle la faisabilité économique de la transmutation des actinides mineurs dans un cœur dédié.
- Il offrira un environnement de recherche stable pour cette communauté de R&D.
- Il aidera à maintenir à un niveau raisonnable le financement national dans ce domaine.
- Il soutiendra l'objectif d'exploration de nouvelles technologies contribuant à la résolution des problèmes de gestion des déchets, et recherchera des technologies qui peuvent s'avérer utiles pour les réacteurs des prochaines générations.

Les perspectives et exigences de R&D déjà proposées pour IP-ADOPT sont les suivantes :

- Séparation :
 - Développement de procédés de séparation hydro-métallurgiques, éventuellement adaptés aux combustibles innovants.
 - Démonstration de la faisabilité de la récupération d'actinides par procédés pyrochimiques, éventuellement avec le recyclage intégral de tous les actinides.
- Combustibles avancés :
 - Développement de combustibles et cibles spécifiquement dédiés à la transmutation, et obtention d'une meilleure compréhension de leur comportement (par irradiation et modélisation expérimentales).
 - Démonstration de la sûreté du combustible, des aspects de licence et de retraitement.
- Conception de système hybride :
 - Développement d'accélérateurs, en particulier, test de la fiabilité des composants prototypes.
 - Démonstration de faisabilité des cibles de spallation avec et sans fenêtre.
 - Développement de conceptions de cœur sous-critiques refroidis au Pb-Bi et/ou au gaz, avec essai des composants clefs.
 - Définition du cas de sûreté pour les systèmes hybrides.
 - Développement d'une approche d'implantation et de licence des systèmes hybrides.
 - Mesure et évaluation des données nucléaires nécessaires pour obtenir une conception fiable.

- Technologie des matériaux et des caloporteurs à métal liquide lourd (MLL) :
 - Test des matériaux structurels prometteurs sous irradiation aux protons et neutrons.
 - Exposition de ces matériaux au Pb-Bi par l'utilisation des installations MEGAPIE, KALLA et CIRCE.
 - Prise en compte des problèmes tels que : la corrosion due au MLL ; la fragilisation du métal liquide due au Pb-Bi ; la fragilisation due à l'irradiation dans un champ de radiation mixte (n,p) ; revêtements contre la corrosion ou réduction de l'érosion du métal liquide ; établissement d'une base de données de caractérisation technique.
 - Développement d'une technologie Pb-Bi comme caloporteur ou constituant de la cible, comprenant les données thermo-hydrauliques, et la modélisation et instrumentation du MLL.

CONCLUSIONS ET RECOMMANDATIONS

À la suite des présentations contenues dans les sections 2 et 3 de ce rapport, les participants de l'atelier se sont divisés en trois groupes de discussion afin de suggérer des conclusions et recommandations. Ces groupes se sont concentrés respectivement sur les sujets des données nucléaires, de la physique des réacteurs et le comportement des systèmes, et des combustibles, matériaux caloporteurs et la chimie. Les recommandations présentées par chaque groupe sont détaillées dans les chapitres suivants.

Chapitre 17

DONNÉES NUCLÉAIRES

17.1 Données nucléaires différentielles

Le Groupe de travail sur la coopération internationale pour l'évaluation des données nucléaires (WPEC) du Comité des sciences du nucléaire (CSN) de l'AEN fournit un cadre général à la collaboration internationale sur les activités d'évaluation des données nucléaires différentielles réalisées par les projets de données nucléaires concernés. Dans ce contexte, le groupe de discussion sur les données nucléaires a souligné l'importance de l'efficacité du flux d'informations entre les différents groupes de travail du CSN et les groupes d'experts. En particulier, le groupe a rappelé l'importance de la transmission d'un feedback au WPEC sur les benchmark concernant les problèmes de données nucléaires.

Le groupe de discussion a soumis les points et recommandations spécifiques suivants à l'analyse du CSN et du WPEC:

- La nécessité d'améliorer la Liste des demandes de haute priorité pour les données nucléaires a été reconnue et est prise en charge par un sous-groupe du WPEC. Les objectifs en sont les suivants :
 - Solliciter une révision active des contributions des demandeurs, de façon à conserver un outil de travail valide afin d'identifier les besoins clefs de mesure et d'évaluation.
 - Avoir des demandes bien qualifiées, de préférence basées sur des études de sensibilité, étayées par une documentation adéquate indiquant l'origine et la justification de la demande, et assorties d'une priorité selon des critères généralement admis.
 - Avoir un accès rapide en ligne à la liste, y compris la simple extraction d'éléments extrêmement prioritaires, tout en permettant le feedback et les commentaires sur des demandes spécifiques.

Le groupe de discussion a recommandé au CSN d'analyser les conclusions du sous-groupe du WPEC chargé de la Liste des demandes de haute priorité pour les données nucléaires et d'examiner si d'autres actions devraient être proposées.

- Les codes d'évaluation et de traitement devraient être largement et librement diffusés au sein des pays membres de l'AEN. D'autres développements devraient être effectués au niveau international de manière cohérente et coordonnée.
- Afin de faciliter l'utilisation des données nucléaires les plus récentes, le WPEC devrait :
 - Envisager un format standard pour les bibliothèques multi-groupes de sections efficaces pour utilisation en test et pour des benchmarks.

- Favoriser une plus grande disponibilité des bibliothèques d'application et des codes informatiques pour les calculs du transport.
- Un ensemble standard de benchmarks de résultats expérimentaux intégraux devrait être élaboré, couvrant une large gamme d'applications, et servant de base commune pour les études de validation.
- Les évaluateurs devraient être incités à inclure des informations d'incertitude dans leurs fichiers afin de satisfaire les demandes explicites des utilisateurs finaux.
- Le WPEC devrait surveiller la situation internationale concernant les installations expérimentales et les équipes actives dans les domaines de la mesure, de l'évaluation et de la validation des données nucléaires, et tenir le CSN informé des évolutions.

17.2 Données nucléaires intégrales

Les données nucléaires intégrales sont essentielles pour la validation des bibliothèques de données évaluées. Parallèlement aux recommandations faites ci-dessus au CSN et au WPEC sur les données nucléaires différentielles, le groupe de discussion a fait plusieurs suggestions d'actions en relation avec les données intégrales. Ces recommandations étaient les suivantes :

- La conservation des informations sur les expériences passées, idéalement sous la forme de benchmarks (benchmarks de type ICSBEP), doit être encouragée.
- L'attention doit être placée sur la réalisation de nouveaux benchmarks disponibles sous un format commun (format IRPhE).
- Une collaboration internationale accrue doit être encouragée à travailler dans les installations existantes pour les expériences intégrales encore en vigueur.

Chapitre 18

PHYSIQUE DES RÉACTEURS ET COMPORTEMENT DES SYSTÈMES

Le deuxième groupe de discussion a examiné les futurs défis dans le domaine de la physique des réacteurs et du comportement des systèmes. Au lieu de dresser une simple liste des activités possibles pouvant être engagées par le CSN, le groupe a basé sa discussion sur les cinq questions spécifiques ci-dessous, telles que proposées par Rakesh Chawla, le Président du Groupe.

Quels sont les domaines de travail (problèmes cruciaux) que nous serons amenés à traiter à l'avenir ?

Le groupe a convenu que les quatre éléments suivants étaient les plus prioritaires :

- Problèmes de cycle du combustible, couvrant à la fois les systèmes traditionnels et avancés, et comprenant :
 - Les forts taux de combustion.
 - La physique et la sûreté des systèmes avancés à spectre rapide.
 - Le recyclage des actinides mineurs dans les REL (en reconnaissant la nécessité de réviser en premier lieu le statut de ce sujet).
- Analyse d'incertitude pour les études de transitoire des centrales nucléaires.
- Modélisation affinée du comportement des matériaux, de la neutronique, de la thermo-hydraulique et de l'analyse de sensibilité.
- La sûreté des systèmes de production énergétique non électrique (en reconnaissant la nécessité d'examiner au préalable les recommandations des précédents ateliers concernés).

Quelles sont les contributions, interactions et synergies que nous devons rechercher ?

Le groupe a estimé que les membres du CSN devraient être plus conscients de leur responsabilité concernant le flux d'informations concernant notamment le *Generation IV International Forum* (GIF), les programmes de la Commission européenne, le programme de Systèmes Hybrides japonais etc. Il a néanmoins été noté que les réunions d'échange d'informations de l'AEN constituaient un instrument utile de diffusion et de partage des informations.

Le rôle prévu du Secrétariat de l'AEN dans l'activité du GIF a été bien accueilli et serait, s'il est confirmé, très utile afin de coordonner les efforts internationaux dans le domaine du développement de réacteurs avancés.

Les modes opératoires actuels du CSN sont-ils les bons ?

Le groupe a généralement convenu que la combinaison actuelle de groupes de travail, groupes d'experts et activités de benchmark et de base de données était tout à fait correcte et comprenait des activités adéquates. Il a néanmoins été estimé qu'il devrait y avoir une attention accrue sur les limitations dans le temps des activités.

Les types actuels de travaux à réaliser sont-ils adéquats ?

Le groupe a noté que les différentes activités du CSN se traduisaient par différents types de résultats ou travaux à réaliser. Il a été estimé que ces derniers étaient actuellement satisfaisants, mais qu'ils devaient dans certains cas être améliorés.

Une question sur la manière dont les travaux à réaliser étaient exploités par la communauté des utilisateurs a été soulevée au cours d'une discussion générale, à l'issue de l'atelier.

Pouvons-nous envisager la création de projets et/ou installations sponsorisés ? Et si oui, de quel type ?

Le groupe a souligné la forte nécessité d'associer les besoins expérimentaux clefs à la possibilité d'utiliser les installations existantes et/ou futures afin de lancer des projets communs sous l'égide de l'AEN. Les installations de recherche potentielles comprenaient :

- Le HTTR japonais pour l'essai des matériaux à haute température.
- Les installations du CEA pour les expériences intégrales et les essais d'irradiation.
- Les installations REL-PROTEUS en Suisse et/ou VENUS-REBUS en Belgique pour la validation de la physique à fort taux de combustion.
- L'installation TEF-P/TEF-T au Japon pour la recherche sur la transmutation.

Chapitre 19

COMBUSTIBLES, MATÉRIAUX, CALOPORTEURS ET CHIMIE

Le troisième groupe de discussion couvrait les combustibles, matériaux, caloporteurs et la chimie. Le groupe a noté l'objectif du CSN visant à faciliter le partage des informations et de l'expérience résultant des programmes d'énergie nucléaire, aussi bien nationaux qu'internationaux. Dans cette optique, le groupe a estimé que le CSN devrait :

- Soutenir les projets et installations essentiels au maintien du développement de systèmes nucléaires.
- Publier des synthèses des programmes nationaux et internationaux concernés.

Le groupe a souligné l'importance des problèmes liés aux matériaux pour les futurs systèmes d'énergie nucléaire, en liaison avec plusieurs présentations faites au cours de l'atelier.

L'établissement d'une liste des principaux sujets de R&D pour les systèmes hybrides, SCWR, VHTR, FGR, et LMR a été considéré comme extérieur au domaine d'application du groupe, dans la mesure où ces sujets étaient déjà couverts par les programmes de Génération IV, du WPPT et de la Commission européenne. Malgré cela, le groupe a reconnu qu'une modélisation des défauts à l'échelle atomique pouvait aider pour les cas où aucune installation expérimentale n'était disponible afin de mesurer les données nécessaires (par exemple pour les forts déplacements par atome (dpa) à de très hautes températures].

Il a également été noté que les questions liées à l'acceptation de l'énergie nucléaire par le public étaient traitées dans d'autres comités de l'AEN.

Sur la base de la discussion de fond décrite ci-dessus, le groupe a recommandé que le CSN organise la compilation de manuels sur :

- Les réfrigérants plomb-bismuth (pour inclure les progrès à partir du statut actuel).
- Les combustibles avancés de type nitrure, carbure, métal et les combustibles à matrice inerte (IMF).

Le groupe a également recommandé que le CSN crée deux nouveaux groupes d'experts sur :

- Le comportement des défauts sous irradiation, avec une approche méthodologique commençant à l'échelle atomique.
- La science des matériaux, pour identifier la recherche de base nécessaire pour les systèmes innovants.

Le groupe a également souligné l'importance d'un soutien aux installations expérimentales dans les pays membres de l'AEN. Le CSN a été encouragé à organiser et à faciliter les efforts de collaboration à l'aide des types d'installation suivants dans les pays membres :

- Installations offrant des flux neutroniques rapides.
- Installations d'irradiation à haute température.
- Réacteurs classiques d'essai de matériaux.

Le groupe n'a fait aucune recommandation spéciale dans le domaine des caloporteurs et de la chimie, dans la mesure où il a été noté que le WPPT avait déjà plusieurs activités en cours dans ce domaine. D'autre part, il a été estimé qu'un grand nombre de problèmes de chimie liés aux systèmes nucléaires actuels, y compris le combustible à fort taux de combustion, pourrait être résolu par des évolutions à caractère industriel.

Annexe A
LISTE DES PARTICIPANTS

Belgique

AIT ABDERRAHIM, Hamid
Département de physique des réacteurs
& Myrrhe
SCK•CEN

D'HONDT, Pierre Joseph
Directeur de la sûreté des réacteurs
SCK•CEN

RENARD, Alfred-Francois
Belgonucléaire

République Tchèque

KRALOVEC, Josef
Division énergie et sûreté nucléaire
Nuclear Research Institute Rez

ZVEJSKOVA, Radka
Département chimie du Fluor
Nuclear Research Institute Rez

Finlande

KYRKI-RAJAMAKI, Riitta
Responsable recherche scientifique
Procédés VTT

France

CARRE, Frank
Chef de projet
Direction de l'énergie nucléaire
CEA Saclay

JACQMIN, Robert
CEA Cadarache

ZAETTA, Alain
CEA Cadarache

Italie

MENAPACE, Enzo
Division de physique appliquée
ENEA CRE Clementel

Japon

KATAOKA, Hiroshi
Premier Secrétaire
Délégation japonaise auprès de l'OCDE

NAKAGAWA, Masayuki
Conseiller
Société japonaise d'énergie atomique

OSUGI, Toshitaka
Bureau de développement du système
de cycle FBR
JNC

TAKANO, Hideki
Directeur Adjoint
Centre de science neutronique
JAERI

Pays-Bas

DE LEEGE, Piet F.A.
Département de physique des réacteurs
Interfaculty Reactor Institute
Université de technologie de Delft

Suède

LEFVERT, Tomas
Directeur
Centre suédois de technologie nucléaire
Dépt. de physique
Institut Royal de technologie
Centre de Stockholm pour l'astronomie,
la physique et la biotechnologie

Suisse

BART, Gerhard
Head
Laboratoire de comportement des matériaux
Institut Paul Scherrer

CHAWLA, Rakesh
Laboratoire de physique des réacteurs &
comportement des systèmes
Institut Paul Scherrer

WYDLER, Peter

Royaume-Uni

ROWLANDS, John L.

États-Unis d'Amérique

KHALIL, Hussein S.
Division analyse du réacteur & ingénierie
Argonne National Laboratory

PASAMEHMETOGLU, Kemal
Los Alamos National Laboratory

WESTFALL, R. Michael
Oak Ridge National Laboratory

Organisations internationales

STEUR, Ronald
Département d'énergie nucléaire
Agence internationale de l'énergie atomique,
Vienne

PLOMPEN, Arjan
Centre de recherche commun EC
Institut pour les matériaux de référence &
mesures, Geel

KESSLER, Carol
Directeur Général Adjoint
Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire,
Paris

KIM, Sook-Hyeon
Banque de données OCDE/AEN, Paris

KODELI, Ivo
Représentant de l'AIEA auprès de
l'OCDE/AEN

NA, Byung-Chan
Banque de données OCDE/AEN, Paris

NORDBORG, Claes
Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire,
Paris

SARTORI, Enrico
Banque de données OCDE/AEN, Paris

SUYAMA, Kenya
Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire,
Paris

WIESENACK, Wolfgang
Chef de Projet
Projet du réacteur Halden OCDE

Annexe B

PARTICIPANTS DES GROUPES DE DISCUSSION

Groupe A – Données nucléaires

D'HONDT, Pierre Joseph
JACQMIN, Robert
MENAPACE, Enzo (Président)
NORDBORG, Claes
PLOMPEN, Arjan
ROWLANDS, John L.
TAKANO, Hideki
WESTFALL, R. Michael

Groupe B – Physique des réacteurs et comportement des systèmes

CHAWLA, Rakesh (Président)
DE LEEGE, Piet F.A.
KHALIL, Hussein S.
KYRKI-RAJAMAKI, Riitta
NA, Byung-Chan
NAKAGAWA, Masayuki
RENARD, Alfred-Francois
SARTORI, Enrico
STEUR, Ronald
KRALOVEC, Josef
WYDLER, Peter

Groupe C – Combustibles, matériaux, caloporteurs et chimie

AIT ABDERRAHIM, Hamid
BART, Gerhard
SUYAMA, Kenya
LEFVERT, Tomas
OSUGI, Toshitaka
PASAMEHMETOGLU, Kemal
WIESENACK, Wolfgang
ZAETTA, Alain (Président)
ZVEJSKOVA, Radka

Annexe C
ORGANISATION DE LA RÉUNION

Comité organisateur

Pierre D'hondt, SCK•CEN, Belgique (Président)
Toshitaka Osugi, JNC, Japon
Alain Zaetta, CEA, France
Rakesh Chawla, Institut Paul Scherrer, Suisse
Enzo Menapace, ENEA, Italie
Norton Haberman, Ministère de l'Énergie, États-Unis

Secrétariat de l'atelier

Kenya Suyama, OCDE/AEN
Claes Nordborg, OCDE/AEN

LES ÉDITIONS DE L'OCDE, 2, rue André-Pascal, 75775 PARIS CEDEX 16
IMPRIMÉ EN FRANCE