



AGENCE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

RECHERCHES SUR LA SÛRETÉ DES RÉACTEURS DE CONCEPTION RUSSE **État des besoins**



**RECHERCHES SUR LA SÛRETÉ
DES RÉACTEURS
DE CONCEPTION RUSSE
ÉTAT DES BESOINS**

ORGANISATION DE COOPÉRATION ET DE DÉVELOPPEMENT ÉCONOMIQUES

En vertu de l'article 1^{er} de la Convention signée le 14 décembre 1960, à Paris, et entrée en vigueur le 30 septembre 1961, l'Organisation de Coopération et de Développement Économiques (OCDE) a pour objectif de promouvoir des politiques visant :

- à réaliser la plus forte expansion 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;
- à contribuer à une saine expansion économique dans les pays Membres, ainsi que les pays non membres, en voie de développement économique;
- à contribuer à l'expansion du commerce mondial sur une base multilatérale et non discriminatoire conformément aux obligations internationales.

Les pays Membres originaires de l'OCDE sont : l'Allemagne, l'Autriche, la Belgique, le Canada, le Danemark, l'Espagne, les États-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 sont ultérieurement devenus Membres par adhésion aux dates indiquées ci-après : le Japon (28 avril 1964), la Finlande (28 janvier 1969), l'Australie (7 juin 1971), la Nouvelle-Zélande (29 mai 1973), le Mexique (18 mai 1994), la République tchèque (21 décembre 1995), la Hongrie (7 mai 1996), la Pologne (22 novembre 1996) et la République de Corée (12 décembre 1996). La Commission des Communautés européennes participe aux travaux de l'OCDE (article 13 de la Convention de l'OCDE).

L'AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

L'Agence de l'OCDE pour l'Énergie Nucléaire (AEN) a été créée le 1^{er} février 1958 sous le nom d'Agence Européenne pour l'Énergie Nucléaire de l'OECE. Elle a pris sa dénomination actuelle le 20 avril 1972, lorsque le Japon est devenu son premier pays Membre de plein exercice non européen. L'Agence groupe aujourd'hui tous les pays Membres de l'OCDE, à l'exception de la Nouvelle-Zélande et de la Pologne. La Commission des Communautés européennes participe à ses travaux.

L'AEN a pour principal objectif de promouvoir la coopération entre les gouvernements de ses pays participants pour le développement de l'énergie nucléaire en tant que source d'énergie sûre, acceptable du point de vue de l'environnement, et économique.

Pour atteindre cet objectif, l'AEN :

- *encourage l'harmonisation des politiques et pratiques réglementaires notamment en ce qui concerne la sûreté des installations nucléaires, la protection de l'homme contre les rayonnements ionisants et la préservation de l'environnement, la gestion des déchets radioactifs, ainsi que la responsabilité civile et l'assurance en matière nucléaire;*
- *évalue la contribution de l'électronucléaire aux approvisionnements en énergie, en examinant régulièrement les aspects économiques et techniques de la croissance de l'énergie nucléaire et en établissant des prévisions concernant l'offre et la demande de services pour les différentes phases du cycle du combustible nucléaire;*
- *développe les échanges d'information scientifiques et techniques notamment par l'intermédiaire de services communs;*
- *met sur pied des programmes internationaux de recherche et développement, et des entreprises communes.*

Pour ces activités, ainsi que pour d'autres travaux connexes, l'AEN collabore étroitement avec l'Agence Internationale de l'Énergie Atomique de Vienne, avec laquelle elle a conclu un Accord de coopération, ainsi qu'avec d'autres organisations internationales opérant dans le domaine nucléaire.

Also available in English under the title:

SAFETY RESEARCH NEEDS FOR RUSSIAN-DESIGNED REACTORS

© OCDE 1998

Les permissions de reproduction partielle à usage non commercial ou destinée à une formation doivent être adressées au Centre français d'exploitation du droit de copie (CFC), 20, rue des Grands-Augustins, 75006 Paris, France, Tél. (33-1) 44 07 47 70, Fax (33-1) 46 34 67 19, pour tous les pays à l'exception des États-Unis. Aux États-Unis, l'autorisation doit être obtenue du Copyright Clearance Center, Service Client, (508)750-8400, 222 Rosewood Drive, Danvers, MA 01923 USA, or CCC Online: <http://www.copyright.com/>. Toute autre demande d'autorisation de reproduction ou de traduction totale ou partielle de cette publication doit être adressée aux Éditions de l'OCDE, 2, rue André-Pascal, 75775 Paris Cedex 16, France.

AVANT-PROPOS

À l'heure actuelle, huit pays exploitent 60 réacteurs nucléaires de conception russe dont 12 se trouvent à divers stades de construction. Ces réacteurs appartiennent à trois grandes filières : les VVER (réacteurs à eau ordinaire sous pression) de 440 MW, qui comprennent deux modèles, le modèle 230, ancien, et le nouveau modèle portant le numéro 213, les VVER de 1 000 MW et les RBMK (réacteurs à tubes de force modérés au graphite). Fait significatif, certains systèmes de sûreté sont absents de ces divers types de réacteurs, voire des différentes générations de réacteurs appartenant à une même filière.

Après l'effondrement du bloc soviétique en 1991, d'importantes organisations nationales et internationales ont lancé des programmes afin d'évaluer et d'améliorer la sûreté des centrales nucléaires dans les pays exploitant les réacteurs de conception russe. Il s'agit de programmes d'assistance bilatéraux ou multilatéraux, coordonnés par le G-24, parmi lesquels on peut citer : les programmes PHARE et TACIS, de la Commission des communautés européennes (CCE), les travaux de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), le compte pour la sûreté nucléaire de la Banque européenne de reconstruction et de développement (BERD) et, bien sûr, le programme de coopération et d'assistance de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE.

Le Comité de direction de l'AEN a approuvé un vaste programme de coopération et d'assistance avec les Pays d'Europe centrale et orientale (PECO) et les nouveaux États indépendants (NEI) de l'ex-Union Soviétique relatif à la planification et l'exécution de programmes de recherche sur la sûreté de façon à renforcer le savoir-faire et les compétences en technologie de la sûreté de ces pays pour ce qui concerne leurs centrales nucléaires. L'AEN/OCDE réalise ce programme de coopération sous l'égide du Centre pour la coopération avec les économies en transition (CCET).

Ce programme s'appuie sur les domaines d'excellence traditionnels de l'AEN/OCDE, à savoir la recherche en sûreté et la réglementation nucléaire, et se propose de favoriser, voire de consolider, la culture de sûreté des PECO/NEI dans une perspective à long terme afin de compléter les mises à niveau techniques des centrales à hauts risques et les améliorations de la sûreté en exploitation effectuées à court terme. Dans le cadre de cet effort, l'AEN/OCDE a constitué en 1995, le Groupe de soutien sur les recherches nécessaires sur la sûreté des réacteurs de conception russe, réunissant des spécialistes russes et occidentaux et chargé spécifiquement d'identifier les recherches à entreprendre sur la sûreté des réacteurs appartenant à ces filières. Ce rapport est une synthèse de ses conclusions.

Ce rapport est publié sous la responsabilité du Secrétaire Général de l'OCDE. Les opinions exprimées ne reflètent pas nécessairement celles des autorités nationales concernées.

TABLE DES MATIÈRES

Note de Synthèse.....	7
1. Introduction.....	11
2. Utilisations des recherches sur la sûreté.....	15
3. Thermohydraulique et transitoires dans les VVER.....	21
4. Intégrité des matériels et des structures de VVER.....	29
5. Accidents graves dans les VVER.....	35
6. Sûreté en exploitation.....	41
7. Thermohydraulique et transitoires dans les RBMK.....	47
8. Intégrité du matériel et des structures de RBMK.....	51
9. Accidents graves dans les RBMK.....	55
10. Conclusions et recommandations.....	61

ANNEXES

1. Membres du Groupe de soutien de l'OCDE sur les recherches nécessaires sur la sûreté des réacteurs de conception russe.....	67
2. Responsables des tâches et co-auteurs des chapitres de ce rapport.....	69
3. Références.....	71

NOTE DE SYNTHÈSE

En juin 1995 un Groupe de soutien a été constitué afin de réaliser une étude générale des recherches nécessaires sur la sûreté des réacteurs de conception russe. Le CSIN a approuvé la création de ce Groupe de soutien.

Le Groupe de soutien, composé d'éminents spécialistes de la recherche sur la sûreté provenant de différents pays Membres de l'OCDE et de Russie, a préparé ce rapport. Son travail a consisté à faire le tour des recherches en sûreté effectuées sur les filières russes de réacteurs puis à exposer son point de vue sur les besoins futurs. Le Groupe de soutien s'est réuni en trois occasions sous la présidence de M. Eric S. Beckjord : à Paris, en juillet 1995 ; à Moscou, en mai 1996 et de nouveau à Paris en juillet 1996.

Ce Groupe a revu le rapport du Groupe d'experts à haut niveau sur les recherches en matière de sûreté (SESAR) que le CSIN a approuvé en 1993, et s'en est servi comme point de départ pour le présent rapport. Le rapport du SESAR traitait de la recherche sur la sûreté dans les pays Membres de l'OCDE. Bien des sujets abordés dans le rapport du SESAR s'appliquent également aux réacteurs de conception russe.

À sa première réunion, le Groupe de soutien a décidé de l'organisation de son étude et constitué les sept groupes de travail que voici :

- Thermohydraulique et transitoires dans les VVER ;
- Intégrité des matériels et des structures de VVER ;
- Accidents graves dans les VVER ;
- Sûreté en exploitation ;
- Thermohydraulique et transitoires dans les RBMK ;
- Intégrité des matériels et des structures des RBMK ;
- Accidents graves dans les RBMK.

En raison des similitudes qui existent entre les réacteurs à eau légère des pays occidentaux et les VVER, la recherche en sûreté dans les pays Membres de l'OCDE est, dans une large mesure, valable pour les VVER, comme on pourra le constater dans le rapport. De plus, certaines composantes importantes de cette recherche s'appliquent aussi aux RBMK.

Il s'agit, dans ce rapport, d'identifier les besoins de recherche en général ; la description détaillée d'un programme de travail relève de la définition de projets futurs.

L'accent est mis dans l'étude sur les réacteurs de la filière VVER parce que les pays Membres de l'AEN disposent d'une base de connaissances plus fournie sur les réacteurs à eau légère. Quant aux RBMK, l'étude ne conclut pas à la possibilité de les amener à des niveaux de sûreté acceptables et se concentre sur les efforts à court terme qui peuvent atténuer le risque pour le public.

Les besoins en recherches sur la sûreté doivent en effet être évalués en fonction de la durée de vie prévue des réacteurs.

Le travail du Groupe de soutien a permis surtout de déterminer les sujets de recherche que ses membres jugent prioritaires dans les années qui viennent pour réduire les risques et renforcer la sécurité du public. On trouvera ci-dessous une énumération de ces sujets d'ailleurs reprise dans les conclusions et recommandations du rapport.

Conclusions générales

- La principale tâche à entreprendre à court terme, pour améliorer la sûreté des VVER et des RBMK, consistera à établir des bases techniques solides à partir desquelles seront conçues les procédures de conduite accidentelle dont se sert le personnel de la centrale pour éviter les accidents ou en interrompre la progression (à savoir, la gestion des accidents) et toute autre intervention de nature à rehausser le niveau de la sûreté des installations.
- La coopération de spécialistes de l'Ouest et de l'Est devrait éviter à l'avenir les décalages entre les savoir-faire des pays occidentaux et orientaux à mesure que la technologie de la sûreté se perfectionne.
- Les recherches en sûreté dans les pays de l'Est devraient renforcer de beaucoup la sécurité du public comme elles l'ont fait dans les pays de l'OCDE.
- Les recherches sur la sûreté des RBMK, dont la vérification des codes de calcul, s'appuient sur une expérience beaucoup moins riche que la recherche sur les VVER et se trouvent donc à un stade beaucoup moins avancé.

Conclusions techniques

- La recherche entreprise pour améliorer les performances des opérateurs et la sûreté en exploitation des VVER et des RBMK revêt une importance extrême.
- Dans le cas des VVER, les recherches en thermohydraulique et physique des réacteurs doivent être axées sur la validation complète des codes de calcul pour les spécificités des VVER et sur l'élargissement de la base de données expérimentales.
- Il convient de vérifier les méthodes d'évaluation de l'intégrité de l'enveloppe sous pression du circuit primaire des VVER et d'enrichir les bases de données sur les propriétés des matériaux.
- La recherche sur les accidents graves dans les VVER doit se concentrer sur la validation des codes qui seront utilisés pour établir des procédures de gestion des accidents et sur l'enrichissement et la qualification d'une base de données sur les propriétés des matériaux et leurs interactions.

- Il faut étudier la thermohydraulique des RBMK de façon à renforcer les bases techniques nécessaires à l'élaboration ultérieure de critères de sûreté pour les RBMK.
- Des recherches doivent être entreprises de toute urgence pour évaluer l'intégrité du circuit primaire des RBMK notamment des canaux de combustible. Une vérification des méthodes d'évaluation de l'intégrité de l'enveloppe sous pression des RBMK s'impose de même que l'enrichissement des bases de données sur les propriétés des matériaux.
- Les recherches sur les accidents graves dans les RBMK devraient être centrées sur la prévention des accidents et leur gestion en cas de perte de la source froide et d'accidents de perte de réfrigérant hors dimensionnement. Pour ce faire, il est nécessaire de mettre au point des modèles physiques et des codes paramétriques simples et de les utiliser systématiquement dans les analyses de centrales particulières.

Recommandations

- On recommande d'établir un plan stratégique de recherches sur la sûreté qui précise les objectifs, définisse les résultats attendus et décrive quand et comment le travail devra être accompli, sans oublier de définir les priorités de la recherche.
- Les principaux intervenants, notamment les organismes de réglementation, les exploitants, les concepteurs de centrales et les chercheurs, doivent être associés à l'établissement et à l'exécution de ce plan et à la mise en pratique des résultats.
- Il faudra concevoir de nouvelles approches, comme des forums où seraient débattus des questions techniques, afin de communiquer aux spécialistes de la sûreté des réacteurs de conception russe les résultats des recherches sur la sûreté effectuées dans les pays Membres de l'OCDE.

1. INTRODUCTION

Historique du rapport

Ce rapport a été établi par le Groupe de soutien sur les recherches nécessaires sur la sûreté des réacteurs de conception russe. Il est le fruit d'une décision du Comité sur la Sûreté des Installations Nucléaires (CSIN) d'étudier dans le détail les besoins en recherches sur la sûreté des réacteurs VVER et RBMK. Le CSIN a pris cette décision dans le cadre de la politique générale mise en place par l'AEN afin d'aider les pays d'Europe centrale et orientale et les Nouveaux États Indépendants (NEI) de l'ex-Union Soviétique à planifier et exécuter des programmes de recherche en sûreté qui leur permettraient d'acquérir le savoir-faire et les compétences en sûreté spécifiques à leurs filières de centrales nucléaires. Le Groupe de soutien (Annexe 1), qui regroupe des experts des pays Membres de l'OCDE¹ et de Russie, est donc riche de l'expérience des pays de l'OCDE et des connaissances des Russes sur leur technologie et leurs centrales. On peut dire, par conséquent, que les résultats de ce travail s'appuient sur une large base de connaissances en sûreté nucléaire et en recherche dans ce domaine. Le Groupe de soutien s'est réuni en trois occasions sous la présidence de M. Eric. S. Beckjord : à Paris en juillet 1995, à Moscou en mai 1995 puis, de nouveau, à Paris en juillet 1996.

Ce rapport est la troisième étude sur les recherches en sûreté réalisée sous l'égide du CSIN. En 1985, en effet, le CSIN a procédé à un examen des programmes de recherche dans ce domaine alors en cours dans ses pays Membres. Ensuite, les conditions de la recherche en sûreté ayant changé et la collaboration internationale devenant de plus en plus nécessaire, il a constitué le Groupe d'experts à haut niveau sur les recherches en matière de sûreté (SESAR) à qui il a confié la tâche de dresser un bilan des recherches sur la sûreté menées dans les pays Membres de l'OCDE et de donner son avis sur les besoins et les priorités dans ce domaine [1]. Le SESAR s'est intéressé aux recherches sur la sûreté dans les pays Membres de l'OCDE sans étudier les programmes entrepris par d'autres pays. Toutefois, comme nombre de ses conclusions s'appliquent aussi à cette nouvelle étude, le Groupe de soutien a considéré que le rapport du SESAR constituait un excellent point de départ pour la présente étude.

Lorsque le Groupe de soutien de l'OCDE a entrepris cette étude, les membres avaient connaissance d'une étude lancée simultanément par l'Union Européenne, les PECO et la CEI [2,3] afin de définir d'importants projets de recherche sur la sûreté des réacteurs de conception russe

¹ Pour éviter toute confusion, voici les définitions données dans le présent rapport aux expressions « pays de l'OCDE », « pays occidentaux et pays de l'Est ». Les expressions « pays occidentaux » et « pays Membres de l'OCDE » recouvrent la même réalité. Les « pays de l'Est » qui ont récemment adhéré à l'OCDE ne sont pas comptés parmi les pays de l'OCDE étant donné que, à l'époque où l'étude a été réalisée, ils n'en faisaient pas partie. Aucun des « pays occidentaux » ou « pays de l'OCDE » ne possède de réacteurs VVER et/ou RBMK à l'exception de la Finlande. En revanche, tous les « pays de l'Est » évoqués dans ce rapport exploitent des réacteurs VVER et/ou RBMK.

financés par la Commission des communautés européennes (CCE). La présente étude concerne les besoins en recherche plutôt que des projets spécifiques. Bien qu'ayant une orientation différente, ces deux études ont été conçues dès l'origine de façon à se compléter et à éviter les chevauchements.

Objectif du rapport

Le Groupe de soutien de l'OCDE s'est fixé les objectifs suivants :

- Réaliser une vaste étude des besoins en recherches sur la sûreté des réacteurs de conception russe appartenant aux filières VVER et RBMK.
- Déterminer les problèmes de sûreté qui nécessitent des expériences et un travail analytique supplémentaires après avoir vérifié s'il était possible d'appliquer les résultats des recherches en sûreté disponibles dans les pays Membres de l'OCDE pour limiter la quantité de recherches nécessaires.
- Justifier les résultats par un rapport.
- Communiquer ces informations aux gouvernements, organismes de financement et établissements de recherche appropriés à titre de document de référence pour leurs activités ultérieures.

Il s'agit pour le Groupe de parvenir à dégager des conclusions et recommandations pratiques concernant les recherches en sûreté hautement prioritaires, qui puissent aider les décideurs et gestionnaires de budgets de recherche à planifier, lancer et exécuter des programmes de nature à relever le niveau de sûreté de ces modèles de réacteurs.

Ce rapport pourra être utilisé pour justifier des propositions de recherche en harmonie avec ses conclusions. Mais, il est essentiel d'obtenir pour les projets de recherche particuliers l'approbation des bénéficiaires de la recherche. Ces derniers sont les organismes de réglementation, les exploitants de centrales et les concepteurs de réacteurs. Leur participation à la planification des projets de recherche est un moyen de s'assurer que des recherches couronnées de succès seront effectivement appliquées et, partant, d'obtenir des financements.

À long terme, bien sûr, le renforcement et le maintien de la sûreté nucléaire dans les pays de l'Est exigent une démarche de ces pays. La coopération internationale contribuera à la réalisation de cet objectif, mais elle ne peut pas y suffire indéfiniment. La sûreté doit reposer sur les épaules des autorités des pays de l'Est qui sont responsables de la sûreté nucléaire, de la conception, de la construction, de l'exploitation, des recherches et de la réglementation. Nous espérons donc que les organisations des pays de l'Est prendront le relais et accueilleront favorablement nos recommandations en faisant des propositions de recherche pour résoudre les problèmes de sûreté.

Nous tenons à souligner ici que ce rapport est un état des besoins en recherches sur la sûreté. En d'autres termes, le Groupe de soutien ne s'est pas intéressé à la sûreté de centrales nucléaires particulières et ne porte pas de jugement sur la sûreté des réacteurs de conception russe en exploitation.

Conduite de l'étude

Ce rapport trouve sa justification dans le fait que, si l'on tient compte de la durée de vie des réacteurs de conception russe, les efforts entrepris à court terme pour compenser leurs faiblesses les plus évidentes doivent peu à peu céder la place à des actions à plus long terme ayant les mêmes objectifs, mais s'appuyant sur la connaissance approfondie des questions de sûreté que la recherche dans ce domaine aura permis d'acquérir. Cette recherche a, en effet, été à l'origine d'innombrables améliorations des centrales nucléaires dans les pays Membres de l'OCDE, par le biais de changements techniques des installations ou de modifications de l'exploitation, ou à travers la formation de chercheurs capables ensuite de régler les nouveaux problèmes de sûreté qui surviennent. On peut donc raisonnablement espérer lancer un processus identique dans les pays de l'Est.

Les participants se sont donnés pour tâche de sérier de nouveaux sujets de recherche concernant spécifiquement les VVER et qui ne fassent pas doublon avec des travaux antérieurs. Il était entendu, par ailleurs, que ces besoins seraient identifiés en fonction des différences importantes qui existent entre les VVER et les réacteurs à eau légère au niveau de la conception des composants et des systèmes, des matériaux de construction et des systèmes de confinement.

L'accent a été mis sur les VVER, essentiellement parce que les pays Membres de l'AEN disposent d'une importante base de connaissances sur les réacteurs à eau légère. S'agissant des RBMK, la technologie des réacteurs à tubes de force existe bien dans les pays de l'OCDE, mais l'expérience acquise est nettement moins riche que pour les réacteurs à eau légère/VVER. C'est pourquoi, on remarquera que les recommandations relatives à la recherche sont beaucoup plus nombreuses et détaillées pour les VVER que pour les RBMK. Lorsqu'il aborde les recherches sur la sûreté des RBMK, le rapport se concentre sur des travaux qui, réalisés dans un avenir assez proche, ont de bonnes chances d'atténuer les risques au prix d'efforts raisonnables. En particulier, il attire l'attention sur les recherches en sûreté visant à obtenir une base technique suffisante pour améliorer les procédures de conduite dans les conditions d'exploitation normales ou lors des accidents.

Dans cette étude, nous nous sommes intéressés tout particulièrement aux recherches susceptibles d'apporter une amélioration tangible de la sûreté de l'installation, c'est-à-dire d'empêcher l'occurrence des séquences entraînant une importante dégradation des barrières de sûreté, plutôt que de conduire à une simple réduction des risques. Nous avons mis l'accent aussi sur les recherches débouchant sur des mesures pratiques spécifiques dans la centrale, soit des interventions techniques ou des améliorations de l'exploitation ou de la maintenance. Cette définition des priorités est pour nous une garantie que les recherches effectuées en fonction des besoins identifiés auront le plus de chances de contribuer à la sécurité du public.

Structure du rapport

À sa première réunion, le Groupe de soutien a établi le plan de son travail et constitué sept groupes de travail que voici :

- Thermohydraulique et transitoires dans les VVER ;
- Intégrité des matériels et des structures des VVER ;
- Accidents graves dans les VVER ;
- Sûreté en exploitation ;
- Thermohydraulique et transitoires dans les RBMK ;

- Intégrité des matériels et des structures des RBMK ;
- Accidents graves dans les RBMK.

Chacun de ces groupes a rédigé un rapport qu'il a présenté au Groupe de soutien au grand complet pour examen et approbation. Ce rapport fait donc l'objet d'un consensus entre les membres du Groupe de soutien et décrit les arguments en faveur des recherches préconisées tout en mettant l'accent sur les problèmes techniques essentiels qui nécessitent que l'on entreprenne des recherches sans délai. Ce texte répond à trois questions fondamentales :

- Quel est problème de sûreté ?
- Quels sont les problèmes en suspens ?
- Quelles sont les recherches nécessaires ?

La structure du rapport reflète bien les besoins identifiés par les sept groupes de travail puis approuvés par le Groupe de soutien. Le chapitre consacré aux utilisations des recherches sur la sûreté contient des exemples de la façon dont la recherche effectuée à l'Ouest a été exploitée pour améliorer la sûreté des centrales nucléaires. Ce chapitre souligne aussi la nécessité de mettre en place des politiques nationales dans ce domaine.

2. UTILISATIONS DES RECHERCHES SUR LA SÛRETÉ

Pour se faire une idée de la façon dont les recherches en sûreté peuvent être appliquées au réacteurs russes, il paraît judicieux, dans ce rapport consacré aux besoins dans ce domaine, de décrire comment ces recherches ont été utilisées ou appliquées dans les pays Membres de l'OCDE.

Il existe trois raisons essentielles de réaliser des recherches et chacune d'elles détermine celui qui en prendra l'initiative. La première est la sécurité du public et, dans ce cas, ce sont en général les autorités réglementaires nationales qui sont à l'origine des recherches parce qu'elles sont responsables de la définition et de l'application de la réglementation sur la sûreté. La mise au point de conceptions nouvelles ou la modernisation des matériels, systèmes et composants constitue la deuxième raison. L'initiative revient alors aux concepteurs et constructeurs de réacteurs qui cherchent ainsi à améliorer les produits qu'ils proposent sur le marché. La troisième raison concerne les améliorations de l'exploitation des réacteurs qui sont initiées par les exploitants de centrales désireux de perfectionner le fonctionnement et la sécurité en exploitation de leurs installations.

Par conséquent, si les responsabilités sont bien établies pour chaque catégorie, les intérêts se recouvrent néanmoins souvent. Il arrive donc que les commanditaires des recherches ne soient pas les principaux responsables de la catégorie de recherches en question. Bien que les exemples qui suivent se rapportent à des pays particuliers, on peut dire néanmoins que les tous les pays Membres de l'OCDE qui exploitent des centrales nucléaires partagent la même expérience de la recherche et de ses applications.

Recherches dans l'intérêt de la sécurité du public

Les recherches dans ce domaine ont une longue histoire. Comme la sûreté des réacteurs repose essentiellement sur l'intégrité de la cuve et que les rayonnements influent sur les propriétés des matériaux de la paroi de la cuve, les recherches sur les aciers de forte section utilisés pour construire les cuves de réacteurs ont débuté au milieu des années 60 aux États-Unis et se poursuivent encore aujourd'hui dans le cadre de programmes entrepris par les pays Membres de l'OCDE, notamment. Ces recherches étaient centrées sur la fragilisation de l'acier de la cuve sous l'effet des rayonnements, les effets de ces rayonnements sur les propriétés des matériaux de soudure, la mécanique de la rupture pour les fissures et défauts, le cyclage thermique et la fatigue, pour ne nommer que quelques thèmes importants. S'agissant des réacteurs à tubes de force, le Canada, le Japon et la Russie ont procédé à des recherches sur les propriétés des matériaux, le dommage d'irradiation, la mécanique de la rupture et les techniques d'inspection en service.

Le circuit de refroidissement de secours du cœur constitue, depuis longtemps, avec la mise au point et la validation des codes de thermohydraulique, un deuxième grand secteur de la recherche car ces aspects importent tant dans les conditions normales d'exploitation de toutes les centrales que pour prévoir le comportement de la centrale en présence de situations anormales et accidentelles. La recherche dans ce domaine a pour beaucoup contribué à l'amélioration et la détermination de la fiabilité des circuits de refroidissement de secours du cœur dans l'éventualité d'un accident de perte

de réfrigérant primaire (APRP) par grosse brèche ou petite brèche, à l'évaluation de la sûreté des réacteurs et des systèmes et à l'évaluation des capacités de confinement et du comportement de l'enceinte. Presque toutes les études de la sûreté des matériels de réacteurs sont fondées sur des codes analytiques élaborés dans le cadre de programmes de recherche ou qui n'auraient pu l'être sans eux. Tous les pays de l'OCDE qui exploitent des réacteurs travaillent sur des codes de thermohydraulique. Plusieurs de ces programmes de recherche ont fait l'objet de collaborations internationales comme LOFT, BETHSY, ROSA et le projet 2D/3D. Les codes de thermohydraulique relatifs aux réacteurs à tubes de force de conception occidentale ont été établis et validés à partir des résultats d'essais réalisés dans des installations à grande échelle au Canada et au Japon.

Les premières questions que l'on s'est posées à propos de la fiabilité des circuits de refroidissement de secours du cœur ont été à l'origine de la mise au point de l'évaluation probabiliste de sûreté (EPS). Bien que les ingénieurs aient parfaitement perçu l'importance des circuits de refroidissement de secours du cœur au moment de leur conception, ils ne disposaient pas alors des méthodes leur permettant d'en évaluer la fiabilité. L'EPS a révélé que les accidents de perte de réfrigérant primaire par petite brèche et les erreurs humaines pouvaient provoquer des accidents graves, mais cette découverte n'a pas reçu à l'époque l'attention qu'elle méritait. L'accident de Three Mile Island (TMI) est ensuite venu confirmer la valeur des techniques de l'EPS. Depuis, l'EPS est largement utilisée pour évaluer la sûreté des centrales nucléaires.

Les organismes de réglementation des pays Membres de l'OCDE ont manifesté un vif intérêt pour les problèmes de sûreté génériques, c'est-à-dire ceux qui concernent plusieurs centrales. On peut citer par exemple, l'indisponibilité de l'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG), la perte des alimentations électriques de la centrale, la perte du circuit de réfrigération à l'arrêt, la perte d'étanchéité des pompes primaires et la défaillance des vannes motorisées. Les États-Unis ont consacré pendant quinze ans des recherches et des moyens considérables pour détecter et résoudre ces problèmes de sûreté génériques.

Les pays de l'OCDE entre autres ont effectué d'innombrables recherches sur les risques sismiques dans les centrales nucléaires, dont des analyses de sismicité et des études des séismes eux-mêmes, sur la réponse sismique des structures, systèmes et composants des installations nucléaires, des essais de modèles réduits de composants sur des tables vibrantes. La plus grande table vibrante est celle de NUPEC à Tadotsu au Japon. Les résultats de ces recherches sont utilisés pour évaluer l'aléa sismique et concevoir ou modifier les structures de façon à augmenter les marges de sûreté.

Depuis l'accident de TMI, les recherches et expériences sur les accidents graves occupent une place de premier plan dans les pays Membres de l'OCDE. Par définition, un accident grave entraîne une importante détérioration ou la fusion du combustible. Les recherches dans ce domaine ont donc servi à approfondir nos connaissances de la phénoménologie de ces accidents, à déterminer les séquences d'événements, à évaluer l'intégrité de l'enceinte et les marges de sûreté et à détecter les faiblesses des différentes centrales qui peuvent être à l'origine d'accidents graves. Des expériences ont été effectuées sur la combustion et la détonation de l'hydrogène, les réactions entre le cœur fondu et le béton, les interactions entre le combustible et le réfrigérant, les cœurs dégradés et le chargement exercé sur l'enceinte par les matériaux du cœur fondu. Parmi les collaborations internationales importantes, on peut citer, les expériences réalisées sur l'installation CORA, en Allemagne, pour étudier les modes de défaillance du combustible, et dans l'installation PHEBUS, en France, pour évaluer l'endommagement grave du combustible et analyser le comportement des produits de fission. Onze pays Membres de l'OCDE ont participé au programme d'examen de la cuve de TMI qui a permis d'évaluer l'état de la cuve du réacteur pendant l'accident. Plus près de nous, quatorze pays

Membres de l'OCDE ont lancé avec la Russie le projet RASPLAV afin d'approfondir notre connaissance des mécanismes de rétention et la capacité de refroidissement de la masse fondue dans la cuve du réacteur. Les enseignements tirés de ces recherches nous ont permis de mieux comprendre les problèmes étudiés et de quantifier le risque.

Ces recherches ont aussi contribué à améliorer la sûreté en fournissant des informations et données qui ont été introduites dans la réglementation sur les réacteurs. En voici quelques exemples tirés de l'expérience américaine : normes de contrôle des gaz combustibles dans les réacteurs à eau de puissance, critères de réception des circuits de refroidissement de secours du cœur, protection contre l'incendie, qualification environnementale des matériels électriques importants pour la sûreté, normes de résistance à la rupture appliquées à la protection contre le choc thermique sous pression, réduction des risques de transitoires suivis d'une défaillance de l'arrêt d'urgence du réacteur.

Recherches réalisées pour la conception de matériels, systèmes et composants perfectionnés

Les constructeurs de réacteurs nucléaires ont financé de multiples programmes de recherche afin de mettre au point des matériels, systèmes et composants plus perfectionnés. Ces recherches ont été entreprises avec ou sans financements publics. Parmi les exemples récents, on peut citer la mise au point d'une nouvelle génération de réacteurs à eau sous pression en Europe, des réacteurs à sûreté passive aux États-Unis et des réacteurs à eau bouillante de type avancé au Japon. Les résultats de recherches sur la thermohydraulique en convection naturelle et sur la mise au point de composants ont contribué pour beaucoup à ces évolutions.

La volonté d'améliorer les aspects économiques du cycle du combustible et de prolonger les périodes d'exploitation des réacteurs en allongeant les périodes séparant les rechargements pose de nouveaux problèmes aux concepteurs, qui doivent garantir la fiabilité du combustible lorsque les taux de combustion sont élevés, de même qu'aux responsables de la réglementation, à qui il incombe de s'assurer que le risque de défaillance du combustible dans des conditions accidentelles, comme les incidents de réactivité, n'est pas trop élevé. Les travaux portent aujourd'hui sur la validation des limites fixées dans les autorisations (CABRI, NSRR (réacteur de recherche sur la sûreté nucléaire), IGR).

Recherches effectuées pour améliorer l'exploitation des réacteurs

Au cours du fonctionnement des réacteurs comme des opérations de maintenance et de réparation, plusieurs problèmes exigeant des travaux de recherche et de développement sont apparus. Les recherches effectuées par les exploitants de ces centrales et les organismes de recherche qui travaillent pour eux contribuent à améliorer l'exploitation et la maintenance. En voici quelques exemples parmi les plus importants :

Les recherches sur les cuves de réacteurs comprennent notamment la démonstration de la possibilité de procéder au recuit de la cuve afin de rétablir sa température de ductilité nulle (NDT) initiale ainsi que la mise au point de méthodes de détection avancées des fissures dans les cuves et les internes du réacteur.

S'agissant des générateurs de vapeur, les travaux portent sur la détermination d'une composition chimique de l'eau qui permette de réduire l'accumulation de boues, la mise au point de technologies plus modernes pour éliminer ces boues et la recherche d'inhibiteurs de corrosion. Des

techniques de contrôle non destructif plus fiables sont à l'étude pour détecter et mesurer la taille des défauts sur les tubes, ce qui éviterait de les boucher inutilement.

Le vieillissement des composants comme la vétusté des matériels sont des problèmes importants qui exigent un travail de recherche et de développement. Des recherches ont été entreprises pour trouver des moyens d'identifier les dégradations dues au vieillissement et des indicateurs signalant le moment où il faut remplacer un composant. C'est ainsi que pour éliminer le problème de sûreté que posent le vieillissement et la dégradation des câbles électriques, on étudie actuellement des moyens de détecter le moment où leur remplacement s'impose. Les commandes analogiques sont également remplacées par des systèmes de commandes numériques. La recherche dans ce cas permet de réaliser ces conversions sans à-coups.

La mise au point et l'application de techniques perfectionnées de contrôles non destructifs et de surveillance de l'état des composants permettent d'accroître la fiabilité des opérations de maintenance. Une meilleure évaluation du fonctionnement des vannes motorisées se traduit aussi par une fiabilité accrue.

L'apport de la recherche à l'évaluation de la sûreté peut prendre diverses formes dont la mise au point d'analyses probabilistes de la sûreté pour le risque d'incendie et des critères de qualification sismique pour les équipements de rechange.

Plusieurs pays de l'OCDE ont effectué des recherches sur les performances des opérateurs dans les centrales nucléaires, qui ont trouvé de multiples applications. Parmi les plus importantes on peut citer la qualification et la formation des opérateurs, l'amélioration des panneaux d'instrumentation et de l'interface homme machine dans les salles de commande afin d'atténuer ou d'éliminer les erreurs d'opérateurs, la mise au point de gammes de maintenance ainsi que de procédures de conduite accidentelle.

Une bonne partie des recherches dans ce domaine sont consacrées depuis peu, à la vérification et la validation des stratégies de gestion des accidents mises au point pour éviter des situations d'accident graves ou pour y faire face.

Conception d'une politique nationale de recherche sur la sûreté

Nous venons de citer quelques exemples d'utilisations réussies des recherches en sûreté dans les centrales nucléaires des pays Membres de l'OCDE. On obtient de meilleurs résultats lorsque cette recherche s'inscrit dans une politique globale de recherche sur la sûreté qui précise les buts et objectifs, définit un plan stratégique pour y parvenir et prévoit des moyens de faire le bilan des progrès réalisés. Mesurer les progrès permet de détecter en temps utile des inflexions à apporter aux programmes de recherche et d'éviter de gaspiller des ressources. Les autorités de sûreté nationales sont responsables de ces tâches comme de l'établissement des priorités.

Le plan stratégique des recherches en sûreté doit identifier les problèmes nécessitant des recherches, en précisant les objectifs à court et à long terme. Le financement des programmes de recherche y est également prévu, comme le recrutement des chercheurs les plus compétents et des installations les mieux adaptées à ces projets. Ce plan doit, en outre, exiger des chercheurs qu'ils établissent eux-mêmes leur plan d'action pour chaque projet. Ainsi conçu, le plan stratégique devient le principe autour duquel s'organise tout le programme de recherche en sûreté.

En planifiant les recherches, il convient de ne pas négliger tous les facteurs qui contribueront à leur réussite ou leur échec. La réussite d'une activité de recherche n'est en effet pas garantie quel que soit le domaine de recherche considéré. Quoi qu'il en soit, la disponibilité de chercheurs qualifiés et expérimentés, le moment choisi pour réaliser les recherches et les intégrer dans un processus global d'amélioration de la sûreté, entre autres, sont, d'après l'expérience qu'en ont les pays Membres de l'OCDE, des facteurs importants de la réussite de ces recherches et de leur mise en œuvre. On veillera par conséquent à les inclure dans le processus de planification des réacteurs de conception russe.

3. THERMOHYDRAULIQUE ET TRANSITOIRES DANS LES VVER

Thermohydraulique

Problèmes de sûreté

Les phénomènes thermohydrauliques déterminent le déroulement de la plupart des accidents, qu'ils soient de dimensionnement ou hors dimensionnement. Les principaux problèmes de sûreté en thermohydraulique ont trait à :

- L'analyse de sûreté des accidents de dimensionnement afin d'évaluer la capacité de la conception de résister à des situations accidentelles.
- L'analyse de sûreté des accidents hors dimensionnement afin de déterminer si les conséquences peuvent être considérées comme acceptables.
- La mise au point de la gestion des accidents graves afin d'éviter ou d'atténuer les conséquences d'un accident.

Si l'on veut résoudre ces problèmes, on a besoin de codes de thermohydraulique suffisamment élaborés pour décrire tous les phénomènes, puis validés correctement à l'aide de données expérimentales pertinentes. La prévention des accidents importe d'autant plus que de nombreux VVER et RBMK sont dépourvus de confinement ou ne possèdent qu'un confinement sommaire.

Outre les accidents de perte de réfrigérant primaire dus à une grosse ou une petite brèche, certains accidents importants méritent qu'on leur accorde une attention particulière en raison de la spécificité des VVER, par exemple les fuites primaire-secondaire résultant de ruptures de tubes de générateurs de vapeur ou du collecteur et de ruptures des tuyauteries de vapeur avec refroidissement excessif du côté primaire. Lors d'accidents comme la perte des alimentations électriques externes, la perte du poste d'eau ou l'éjection d'une barre de commande, le VVER-440 a un comportement très différent des REP de conception occidentale parce qu'il possède une partie en U sur la branche chaude et des générateurs de vapeur horizontaux de telle sorte que la circulation naturelle présente des oscillations particulières à chaque centrale. Le comportement asymétrique des boucles doit être pris en compte dans les analyses.

Problèmes en suspens

Les aspects thermohydrauliques des analyses de sûreté et les mesures adoptées pour renforcer la sûreté des réacteurs VVER sont directement fonction de la capacité des codes de

thermohydraulique de modéliser des accidents dans la chaudière nucléaire. Les organisations des pays de l'Est sont en train de mettre au point leurs propres codes de thermohydraulique et d'appliquer les codes réalistes du type « meilleure estimation » des pays de l'Ouest. Par conséquent, la qualité de l'analyse des accidents dans les pays de l'Est dépendra dans une large mesure (a) du niveau de perfectionnement des codes nationaux et des vérifications qui auront été faites et (b) de la connaissance que ces pays auront des codes de thermohydraulique réalistes de l'Ouest et de la façon dont ces codes seront adaptés aux particularités des VVER et ensuite vérifiés.

Les particularités des réacteurs de type VVER, par rapport aux REP de l'Ouest, influent sur le comportement thermohydraulique de ces réacteurs. Pour les VVER-440, par exemple, peut citer :

- Six boucles primaires (de plus petit diamètre, effets de boucles parallèles).
- Parties en U des branches froides et chaudes (influent sur la convection naturelle).
- Installation des assemblages combustibles dans des boîtiers (moindre probabilité d'écoulements transverses et d'écoulements bidirectionnels).
- Utilisation de grappes de commande comprenant une partie combustible située dans un plenum inférieur de plus grande hauteur (source de chaleur, ébullition dans le plenum inférieur).
- Générateurs de vapeur horizontaux (situés à faibles hauteurs, les tubes horizontaux modifient considérablement les modes de convection naturelle).
- Un grand inventaire en eau côtés primaire et secondaire (les incidents se déroulent plus lentement).

Des matrices de validation des codes de thermohydraulique ont été créées pour les VVER. Sous l'égide de l'OCDE, un travail systématique d'amélioration des matrices de validation des codes de calcul de VVER a été entrepris. Ces matrices, avec celles de l'OCDE, serviront de base pour la validation des codes. Une première analyse de ces matrices montre qu'il faudra effectuer des études expérimentales supplémentaires sur des installations d'essais globaux de même que des essais analytiques.

On s'est aperçu que la vérification des codes de thermohydraulique nationaux était très satisfaisante. Pourtant, il faut maintenant valider ces codes à l'aide d'essais supplémentaires et exploiter si possible des données expérimentales recueillies dans les pays Membres de l'OCDE. En ce qui concerne les codes élaborés à l'Ouest, ils ont en général été validés sur des données expérimentales mais doivent encore être adaptés aux particularités des VVER et validés en conséquence.

Les pays de l'Est ont commencé à mettre au point des procédures de gestion des accidents fondées sur l'approche par états, et il convient maintenant d'étendre les capacités des codes de thermohydraulique de façon à pouvoir modéliser les scénarios de gestion des accidents, ce qui implique de tester ces scénarios par des expériences, de valider les codes en fonction de ces tests et d'analyser l'efficacité des procédures de gestion des accidents à l'aide des codes de thermohydraulique.

S'agissant des codes réalistes de type « meilleure estimation », on a besoin, dans les pays de l'Ouest comme dans les pays de l'Est, d'une évaluation quantitative des incertitudes existant dans les codes.

Recherches nécessaires sur la sûreté

Gestion des accidents selon l'approche par états

La mise au point d'actions de gestion des accidents selon l'approche par états est assurément une priorité essentielle si l'on veut relever le niveau de sûreté des centrales. Cette opération suppose :

- Des études expérimentales des scénarios d'accidents graves sur les installations d'essais globaux.
- La validation des codes de thermohydraulique appliqués à l'analyse de la gestion des accidents sur la base des expériences propres à ce type de conduite.
- L'évaluation de l'efficacité des actions de gestion des accidents à l'aide des codes de thermohydraulique vérifiés.

Études expérimentales supplémentaires

Voici les études expérimentales supplémentaires qu'il faudra entreprendre :

- Des études des transitoires et accidents sur des installations d'essais globaux.
- Des études analytiques sur des effets séparés.

Les besoins en recherche doivent être définis en fonction des matrices de validation des codes et de l'importance pour la sûreté des phénomènes spécifiques aux VVER compte tenu des travaux expérimentaux antérieurs menés dans les pays de l'Est mais aussi de la possibilité d'exploiter les recherches considérables effectuées sur les REP dans les pays Membres de l'OCDE.

Amélioration de la matrice de validation des codes de VVER et constitution d'une banque de données russes (installations d'essai et centrales nucléaires)

Une première matrice de validation des codes de calcul de VVER a été récemment constituée, mais il faut encore affiner et compléter ce qui est appelé à devenir la référence pour la validation des codes de thermohydraulique. Ce travail supplémentaire consistera à :

- Analyser les données expérimentales existantes qui pourraient combler les lacunes des matrices de validation des codes de VVER.
- Sélectionner les données adaptées à la validation des codes.
- Sélectionner les phénomènes et processus spécifiques aux VVER.

- Sélectionner et analyser les transitoires et incidents survenus dans des centrales nucléaires équipées de VVER.

Les données indispensables aux matrices de validation doivent être introduites dans une banque de données aisément accessible.

Validation supplémentaire des codes de thermohydraulique

Il faudrait procéder à de nouvelles validations des codes de thermohydraulique en utilisant les matrices de validation des VVER et du CSIN et les expériences complémentaires à réaliser.

Physique des réacteurs

Problèmes de sûreté

Dans des situations accidentelles, les calculs de physique des réacteurs permettent de déterminer les transitoires de puissance que les barreaux combustibles transmettent (phénomènes thermomécaniques) au réfrigérant (phénomènes thermohydrauliques). Il convient également de tenir compte de la forte rétroaction des effets thermohydrauliques sur les conditions de réactivité.

C'est pourquoi l'on utilise la physique des réacteurs pour résoudre des problèmes de sûreté notamment pour tous les accidents caractérisés par des transitoires de réactivité/puissance rapides comme les transitoires sans chute de barres, les accidents de réactivité ou les accidents de dilution de bore. Les phénomènes de cinétique neutronique ont une importance vitale dans ces cas, si bien que la physique des réacteurs devient une discipline clef, hautement prioritaire lorsqu'il s'agit de résoudre ces problèmes. Sans compter qu'elle est essentielle à l'analyse d'autres scénarios susceptibles de provoquer un retour à la criticité dans les cœurs de VVER.

Résoudre ces problèmes suppose :

- La mise au point et l'amélioration des codes de cinétique neutronique.
- La mise au point et l'amélioration du couplage des codes de physique des réacteurs et des codes de thermohydraulique.

Problèmes en suspens

La sûreté des cœurs de VVER dépend des particularités essentielles des VVER par rapport aux REP construits à l'Ouest :

- Assemblages combustibles hexagonaux et réseau triangulaire de crayons combustibles, pastilles combustibles avec orifice central, proportion plus importante de matériaux de structure dans le cœur.
- Absence de couvertures axiales, et conception non optimale des grilles de maintien dans les assemblages combustibles.

- Cœur légèrement plus petit avec une puissance spécifique plus élevée.
- Concentrations assez élevées d'acide borique liquide dans le réfrigérant étant donné que l'on utilise peu d'absorbants consommables et d'aplatisseurs de flux.
- Utilisation de grappes de commande comprenant une partie combustible et de boîtiers pour les assemblages combustibles (dans les VVER-440 seulement).

L'évaluation détaillée de la répartition spatiale de puissance et de son évolution avec le temps au cours des accidents doit être considérée comme l'une des principales fonctions des calculs. La méthode générale d'analyse neutronique du cœur entier est l'approximation de la diffusion qui permet de résoudre les équations de transport de neutrons. Cette approximation suffit et donne des résultats satisfaisants dans la plupart des cas pratiques. Par contre, pour certains accidents typiques, elle ne peut pas être appliquée directement ou nécessite une évaluation ou des analyses de sensibilité supplémentaires. Il semble donc nécessaire de mettre au point des calculs plus performants avec une diffusion numérique négligeable si l'on veut traiter de manière réaliste des accidents entraînant de forts gradients des conditions de réfrigération du cœur. Parmi les transitoires comportant des modifications locales très importantes du spectre neutronique on peut citer : les cas de faible densité de réfrigérant dans le cœur ou l'apparition d'un niveau de vapeur dans le cœur, les éjections rapides de barres de commande dans les conditions de puissance nulle à chaud, l'injection d'eau froide pure. Par ailleurs, les bibliothèques de données nucléaires à quelques groupes qui existent aujourd'hui sont inadaptées à ce type de situation dans le cœur.

Il faudra donc non seulement développer ces bibliothèques mais les vérifier. On constate qu'un des principaux problèmes vient de l'absence d'informations expérimentales bien documentées sur le comportement transitoire des VVER, qui pourraient servir à vérifier les codes.

Bien que le couplage des codes 3D de neutronique avec les codes de thermohydraulique soit en partie réalisé ou en cours, la possibilité de représenter la rétroaction véritable des effets 3D thermohydrauliques et thermomécaniques doit encore faire l'objet d'une évaluation. Les pays de l'Ouest sont en train d'y travailler pour les REP, de sorte que ce problème doit être considéré comme n'ayant pas encore trouvé de solution.

Ces problèmes doivent être résolus de toute urgence pour permettre une analyse détaillée de la sûreté des VVER dans les situations accidentelles où les effets spatiaux et les effets de couplage en fonction du temps jouent un rôle de premier plan.

Recherches nécessaires

Perfectionnement des codes dynamiques de physique des réacteurs pour la modélisation des accidents dans les VVER

Il s'agit de :

- Enrichir les bibliothèques multigroupes pour prendre en compte la dynamique neutronique au cours d'un accident.
- Mettre au point des modèles perfectionnés de physique neutronique.

- Développer la base de données sur la dynamique neutronique dans les VVER en exploitation.
- Valider les code 3D de cinétique neutronique.

Validation des codes 3D couplés de cinétique neutronique, de thermohydraulique et de thermomécanique

Il faudrait entreprendre la validation des codes couplés à l'aide des données concernant le comportement des VVER provenant de centrales nucléaires et de données expérimentales appropriées.

Thermohydraulique de l'enceinte de confinement (court terme)

Problèmes de sûreté

On abordera dans ce chapitre les aspects thermohydrauliques du comportement à court terme de l'enceinte en présence d'accidents de dimensionnement et d'autres scénarios d'accidents hors dimensionnement susceptibles de compromettre la fonction de confinement. Les problèmes qui se posent à long terme, lors des accidents graves notamment, seront traités ultérieurement dans ce rapport.

Il est essentiel de bien connaître et modéliser la thermohydraulique de l'enceinte étant donné que certaines situations accidentelles peuvent empêcher le fonctionnement correct de cette dernière barrière de sûreté. Parmi les problèmes à étudier on peut citer les transitoires de pression et de température, le comportement des différents compartiments de l'enceinte, la distribution du mélange de vapeur, de gaz et de gouttes, les transferts de chaleur et de masse en présence de gaz incondensables et le contournement de l'enceinte.

Problèmes en suspens

Le principaux phénomènes thermohydrauliques qui se produisent dans les enceintes de VVER et de REP sont identiques, à ceci près que les enceintes équipées d'un système de dépressurisation par barbotage des VVER-440/213 posent quelques problèmes particuliers. Par ailleurs, il faut étudier les conséquences de la gestion des accidents dans les enceintes de VVER-440 à cause des effets des fuites éventuelles sur l'environnement.

On a besoin, pour résoudre ces problèmes, de codes qui décrivent correctement les phénomènes et soient validées par des expériences pertinentes. La vérification des codes des pays de l'Est et de l'Ouest et leur utilisation pour l'analyse de la sûreté des VVER font partie des problèmes génériques. Quant à la validation des codes élaborés à l'Est, elle exige d'élargir le domaine de validation et d'utiliser à cet effet les bases de données expérimentales des pays Occidentaux (HDR – réacteur à vapeur surchauffée, Battelle, NUPEC).

S'agissant de l'enceinte à barbotage des VVER-440/213, le Groupe de soutien sur la recherche sur les enceintes de condensation à barbotage a déjà recensé les problèmes en suspens et les

recherches nécessaires, et l'on examine actuellement un projet de recherche qui serait entrepris dans le cadre d'un programme de la Commission Européenne.

Recherches nécessaires

Enceintes de condensation à barbotage des VVER-440/213

S'agissant de ces enceintes, les recherches devraient être centrées sur la vérification du fonctionnement du système par des essais globaux et analytiques appropriés. Cette activité devrait s'accompagner, si le besoin s'en fait sentir, de la mise au point d'un modèle spécifique.

Création d'une matrice de validation des codes de calcul d'enceintes de VVER

Il convient de poursuivre l'action entreprise par le Groupe de soutien notamment par :

- Une analyse des données expérimentales existantes qui sont nécessaires pour combler les lacunes de la matrice.
- Une sélection de données adaptées à la validation des codes.
- La mise au point d'une base de données aisément accessible.
- L'identification d'expériences supplémentaires nécessaires pour les calculs de thermohydraulique des enceintes.

Vérifications supplémentaires des codes de thermohydraulique des pays de l'Est en fonction des résultats d'essais globaux et d'essais analytiques

Il est nécessaire de vérifier les codes de thermohydraulique des pays de l'Est sur des résultats d'essais globaux ou d'essais analytiques comme ceux réalisés dans le réacteur à vapeur surchauffée de Grossweldzheim (HDR) et dans les installations de Battelle et de NUPEC. On procédera aussi à des vérifications croisées avec les codes des pays de l'Ouest.

4. INTÉGRITÉ DES MATÉRIELS ET DES STRUCTURES DE VVER

Problèmes de sûreté

L'intégrité de l'enveloppe du circuit primaire, comme l'intégrité et l'étanchéité de l'enceinte de confinement sont indispensables à la réalisation d'un niveau de sûreté acceptable dans les réacteurs à eau ordinaire. C'est pourquoi, il faut vérifier les méthodes utilisées pour évaluer l'intégrité des composants et structures sur tout l'éventail d'applications possibles. On sait par expérience que les marges de sûreté appliquées à la conception des matériels et des structures n'incluent pas toujours toutes les influences résultant de l'exploitation à long terme de la centrale. Certaines d'entre elles découlent de défauts de conception, d'autres de phénomènes imprévus de vieillissement des matériaux. Dans les réacteurs VVER, les problèmes de sûreté concernent :

- Les possibilités et limites des méthodes actuelles d'évaluation de l'intégrité de la cuve sous pression du réacteur.
- Les capacités de prévision de l'intégrité du collecteur du générateur de vapeur des VVER-1000.
- L'intégration du concept de fuite avant rupture dans la démarche de sûreté globale.
- La capacité des méthodes de contrôle non destructif de caractériser des défauts et détecter des changements dans les propriétés des matériaux.
- La vérification des modèles prévisionnels utilisés pour évaluer le fonctionnement de l'enceinte.

Problèmes en suspens

D'après plusieurs analyses de la sûreté qui ont été effectuées et les discussions techniques que l'on peut trouver dans les évaluations de la sûreté conduites à l'échelon national et international, voici les problèmes qu'il faudra résoudre dans les plus brefs délais :

Évaluation de l'intégrité de la cuve du réacteur :

- résistance à la rupture compte tenu des conditions réelles dans lesquelles se trouve le matériau de la cuve en cours d'exploitation dont :
 - effet du revêtement de la cuve sur l'amorçage et la propagation de la fissure,
 - augmentation de la résistance du matériau à la rupture par un effet de précontrainte à chaud,

- vérification des méthodes d'évaluation des chocs thermiques sous pression ;
- niveau de fragilisation par irradiation qui tienne compte des traitements thermiques réparateurs et du flux réel dans les VVER-440 ;
- fragilisation par irradiation des VVER-1000 dont les soudures contiennent jusqu'à 1,9 pour cent en poids de nickel et possibilité de leur faire subir un traitement thermique de restauration.

Évaluation de l'intégrité et de la durée de vie d'un collecteur de générateur de vapeur de VVER-1000 :

- effets de la distribution des contraintes résiduelles résultant de la dilatation ;
- chimie locale de l'eau du côté secondaire ;
- conditions propices à une propagation accélérée des fissures ;
- prévision du taux de fuite.

Évaluation sismique et analyse du vieillissement des matériels et structures :

- confirmation des incidents sismiques de référence ;
- évaluation de la vulnérabilité des composants aux séismes ;
- évaluation du vieillissement de composants critiques des VVER.

Méthode de détermination de la taille des fuites pour les analyses de sûreté :

- effets de conditions plus sévères que les spécifications techniques des systèmes ;
- mécanismes de vieillissement induits par le milieu ;
- effet des impact internes/externes ;
- effet des inspections en service et des systèmes de surveillance.

Fonctionnement de l'enceinte

- effets des interactions fluide-structure dans les condenseurs à barbotage des réacteurs VVER-440/213 ;
- intégrité à long terme des enceintes en béton précontraint du type utilisé dans les VVER-1000 et évolution de leur étanchéité.

Interactions avec d'autres domaines de la recherche

Les évaluations de l'intégrité doivent toujours comprendre des analyses des effets des chargements, des matériaux et des défauts. C'est la raison pour laquelle on insiste toujours beaucoup sur les analyses des systèmes et les études de thermohydraulique pour identifier les chargements aux limites. Pour calculer l'intégrité de la cuve du réacteur, il faut décrire les phénomènes de mélange et de condensation des fluides qui se produisent dans les conditions d'un accident de perte de réfrigérant primaire et déterminer les coefficients de transfert thermique de sorte que les chargements s'exerçant sur les structures soient représentatifs.

Recherches nécessaires sur la sûreté

Des programmes nationaux et internationaux très importants ont été consacrés à ces problèmes. Par conséquent, les travaux futurs devront s'appuyer sur les résultats antérieurs qu'ils viendront essentiellement compléter. Dans ce rapport, nous chercherons à identifier les recherches nécessaires en général. La description d'un programme de travail détaillé relève de la définition de projets futurs.

On trouvera ci-dessous une liste des travaux de recherche analytiques et expérimentaux nécessaires établie en suivant la structure définie dans la Section « Problèmes en Suspens ». Il sera fait référence à des projets de recherche actuellement au stade de l'élaboration mais qui n'ont pas encore trouvé de financement.

Méthodes d'évaluation de l'intégrité de la cuve du réacteur

Résistance à la rupture compte tenu des conditions réelles du matériau de la cuve en exploitation

Pour déterminer la résistance à la rupture de la cuve du réacteur, on utilise généralement des valeurs pessimistes des caractéristiques de conception : la température de transition ductile fragile du matériau non irradié (T_{k0}) et la ténacité (K_{Ic}) qui représentent les bornes inférieures de l'ensemble des données expérimentales. Les valeurs données de la NDT peuvent être par trop prudentes pour certaines cuves de réacteurs tant en ce qui concerne la température critique que la ténacité. Pour définir la réserve dont on dispose, il faut mettre au point et vérifier les modèles de la capacité de chargement de la cuve en service. Des recherches spécifiques doivent être entreprises pour évaluer la validité des méthodes de calcul des fissures peu profondes et des chargements thermiques et mécaniques combinés (conditions de choc thermique sous pression). Ces recherches ont déjà été effectuées dans les pays occidentaux mais, seuls quelques essais à grande échelle concernent les VVER et toutes les conditions requises n'ont pas été calculées. D'où la nécessité d'élargir le programme expérimental afin d'étudier les effets du revêtement de la cuve sur l'amorçage et la propagation de la fissure. De plus, il faudra faire varier les conditions de chargement pour étudier les différences entre les chargements axisymétriques et les chargements symétriques. Les essais relatifs à l'amélioration de la résistance à la rupture résultant de la précontrainte à chaud revêtent une importance particulière. Une proposition d'étude de ces sujets a été formulée et fait l'objet d'un examen dans le cadre de l'European Network for the Evaluation of Steel Components (NESC).

Fragilisation des cuves de réacteur sous l'effet des rayonnements avec prise en compte des traitements thermiques et du niveau de flux réel dans les VVER-440

La réévaluation des cuves de réacteurs de VVER-440 effectuée sur la base de l'examen d'échantillons prélevés lors des contrôles se complique du fait que les conditions de leur irradiation varient avec le niveau du flux. En service, ces cuves se caractérisent par de faibles niveaux de flux et l'on sait que c'est le temps d'augmentation de la fluence qui détermine au premier chef la fragilisation de la cuve. Reste par ailleurs le problème de la réévaluation des cuves remises en service après avoir subi un recuit. Les organisations des pays de l'Est auront tout intérêt à participer au développement de la base de données de l'AIEA sur la fragilisation par irradiation des matériaux de réacteur.

Dans le cadre des programmes actuels financés par TACIS, des échantillons de la cuve de la tranche 2 de la centrale de Novovoronej ont été étudiés afin de mesurer la NDT sur des éprouvettes Charpy de petite dimension et d'établir les propriétés des matériaux sur toute l'épaisseur de la paroi d'une cuve sous pression irradiée ainsi que la relation entre les valeurs de la ténacité (K_{IC}) et les valeurs enregistrées sur les éprouvettes Charpy comportant des entailles en V. Malheureusement, les conditions d'exploitation ne sont pas parfaitement représentatives des VVER-440 actuellement exploités pour ce qui est de la température. Partant de ces études plus récentes, il serait fort intéressant de mettre sur pied un programme complémentaire de prélèvement d'échantillons sur les cuves du réacteur de la centrale de Greifswald car cela permettrait d'élargir la base de données et de quantifier la dispersion des données. Il serait ainsi possible d'étudier des échantillons représentatifs de conditions chimiques plus caractéristiques des soudures à proximité du cœur et d'étudier les températures de fonctionnement.

Fragilisation par irradiation des joints soudés contenant 1,9 pour cent en poids de nickel dans les VVER-1000 et possibilités d'appliquer un traitement thermique curatif

Dans certains joints soudés de VVER-1000, la teneur en nickel dépasse nettement 1,5 pour cent en poids (pourcentage maximum : 1,9 pour cent en poids), ce qui peut diminuer de beaucoup la résistance des cuves aux rayonnements. Il faut par conséquent dépouiller les bases de données actuelles établies d'après l'analyse des échantillons prélevés lors des contrôles de VVER-1000. Il serait également intéressant d'effectuer des études pour évaluer les possibilités de procéder au recuit de la cuve des VVER-1000.

Dans une première étape, on propose de chercher une fonction de corrélation qui relie les propriétés mesurées des éprouvettes de contrôle (situées dans un fort gradient de flux et portées à une température élevée puisqu'elles sont exposées à la température de sortie du cœur) aux conditions de flux et de température de la soudure située à proximité du cœur. Des études expérimentales supplémentaires sont nécessaires. De même, il faudra lancer des recherches complémentaires pour trouver des fonctions de dommage qui reposent davantage sur des données physiques de façon à améliorer la capacité des modèles de prévoir les changements des propriétés des matériaux sous l'effet de l'irradiation par les neutrons. Il s'agit aussi de vérifier que les programmes de contrôle mis en place pour surveiller la fragilisation sous irradiation sont bien adaptés et de concevoir un programme de contrôle perfectionné.

Mise au point de méthodes de contrôles non destructifs

Il apparaît nécessaire de mettre au point des méthodes de contrôle non destructif (CND) pour caractériser l'évolution des propriétés des matériaux. Deux sujets méritent des recherches particulières. Tout d'abord, on a besoin de méthodes permettant de déceler l'amorçage de microfissures et d'établir une corrélation entre ce phénomène et l'endommagement par fatigue du matériau. Ensuite, il s'agit de mesurer les modifications des propriétés des matériaux imputables à l'irradiation ainsi que leur sensibilité à la corrosion sous contrainte. Ces méthodes sont d'autant plus nécessaires que l'on soumet assez souvent la soudure proche du cœur à un recuit pour atténuer la fragilisation de la cuve des VVER.

Tous les réacteurs devraient bénéficier des progrès accomplis dans ce domaine.

Évaluation de l'intégrité et de la durée de vie des collecteurs de générateurs de vapeur des VVER-1000

L'intégrité des collecteurs de générateurs de vapeur représente un problème essentiel pour l'exploitation et la durée de vie des générateurs de vapeur russes. Il y a trois à cinq ans, une série de défaillances sont survenues prématurément dans les générateurs de vapeur des VVER-1000 par suite de fissures aux niveaux des intersections de tubes des collecteurs. Le problème a été en grande partie résolu pour les nouveaux collecteurs en modifiant le procédé de construction.

Cependant, il n'existe pas encore de méthode d'évaluation de l'intégrité et de la durée de vie de ces collecteurs. La garantie de l'intégrité des collecteurs de générateurs de vapeur des VVER-1000 reste donc l'un des problèmes les plus importants du point de vue de la sûreté.

L'effet de la distribution de la contrainte résiduelle due à la dilatation doit faire l'objet d'études spécifiques de même que la chimie locale de l'eau du secondaire. On espère, par des études expérimentales et analytiques, pouvoir établir des conditions aux limites de nature à ralentir la propagation des fissures. Il faut aussi améliorer les modèles utilisés pour prévoir le débit de fuite primaire-secondaire à travers les fissures des collecteurs des générateurs de vapeur.

Analyse sismique et évaluation du vieillissement des matériels et des structures

Il paraît logique d'étudier dans les pays de l'Est, comme on l'a fait dans les pays occidentaux, les perturbations sismiques sur les sites de réacteurs et de confirmer les événements sismiques pris en compte dans la conception des centrales pour les sites considérés à l'aide des bases de données dont disposent les centres d'études géologiques des pays de l'Est. Il faudrait aussi analyser la vulnérabilité aux séismes des composants et structures de VVER et intégrer les deux séries d'informations dans des évaluations des marges sismiques propres aux différentes centrales.

En outre, on pourrait s'inspirer des recherches sur le vieillissement réalisées dans les pays occidentaux pour évaluer ces effets du vieillissement sur les composants de VVER, en se concentrant sur les différences de conception et de matériaux qui existent entre les composants de VVER et des réacteurs occidentaux, et définir des critères de surveillance et de contrôle et des calendriers de maintenance adaptés.

Méthodes de détermination des tailles de fuite pour l'analyse de la sûreté

Dans la conception de la sûreté des VVER 440/230, on tolère des fuites de très petite taille pour les accidents de perte de réfrigérant primaire. De nouvelles évaluations de la sûreté ont montré que la condition fondamentale pour appliquer le concept de fuite avant rupture au circuit primaire est remplie. Des problèmes ont été identifiés, et l'on a en principe mis au point une méthodologie pour y remédier.

Il convient de mentionner que le concept de fuite avant rupture sera appliquée, en tant que concept de sûreté, aux VVER 440/230 dans un sens beaucoup plus vaste que dans la plupart des pays occidentaux. Plus précisément, cette démarche est également utilisée pour déterminer si la capacité limitée du circuit de refroidissement de secours du cœur et de l'enceinte est suffisante. Or cette attitude n'est pas conforme avec la philosophie de la défense en profondeur. Mais, s'il est possible de confirmer les tailles des fuites avant rupture par des études expérimentales et analytiques, une

évaluation probabiliste rigoureuse des circuits pourrait justifier la démarche. Pour les besoins de la sûreté globale, il faut étendre à l'ensemble de l'enveloppe du circuit primaire la méthodologie mise au point pour les tuyauteries. Des recherches sont nécessaires pour intégrer aux modèles existants les effets de conditions non prévues dans les spécifications techniques du système, pour affiner les modèles afin de prévoir les mécanismes de vieillissement dus au milieu sur les marges de sûreté applicables à l'enveloppe sous pression, dont les raccords boulonnés, et pour incorporer l'effet des inspections en service et des systèmes de surveillance sur le taux de défaillance. La méthode doit également être élargie aux effets des impacts internes et externes. Des éléments probabilistes seront inclus au modèle. La Russie et la République tchèque ont déjà réalisé une bonne partie du programme de vérification de l'application du concept de fuite avant rupture aux tuyauteries primaires.

Il faudra réaliser également ce type de recherches de sûreté pour les VVER-1000 puisque le concept de fuite avant rupture doit être intégré à la conception globale de la sûreté.

Étant donné le volume considérable de données expérimentales recueillies dans le cadre des multiples programmes occidentaux, il serait bon de constituer un groupe d'examen chargé de déterminer comment utiliser ces connaissances au mieux. Cet examen permettrait de définir les expériences complémentaires à exécuter pour résoudre des problèmes particuliers aux matériaux employés dans les VVER.

Établissement de modèles de prévision du comportement de l'enceinte

À l'issue d'un débat approfondi, on a identifié deux points à examiner dans le cadre de programmes de recherche spécifiques.

Le premier concerne les interactions fluide-structure dans les enceintes de condensation à barbotage des VVER 440-213. Pour faciliter ce travail, le Groupe de soutien sur les enceintes de condensation à barbotage a publié un rapport complet sur les besoins en recherches sur la sûreté. Une proposition est actuellement à l'étude dans le cadre d'un programme de la CCE.

Le deuxième a trait à l'intégrité à long terme de l'enceinte de confinement en béton précontraint des réacteurs de la filière VVER-1000. Il faudrait, en effet, entreprendre des recherches spécifiques pour mettre au point un modèle de prévision de la détérioration des performances de l'enceinte en fonction de la perte de la précontrainte résultant de défauts produits en cours d'exploitation ou de la construction.

5. ACCIDENTS GRAVES DANS LES VVER

Problèmes de sûreté

On connaît bien les problèmes que posent les accidents graves car ils ont fait l'objet de nombreux rapports. Il s'agit avant tout d'éviter les situations d'accidents graves et de limiter leurs conséquences s'il y en a. Pour la recherche cela signifie :

- Étendre les analyses de sûreté sur les centrales nucléaires existantes (ce qui permettra aussi de constituer une base d'informations pour les EPS).
- Constituer une base de données quantitatives et concevoir une méthodologie, y compris des codes de calcul pour mettre au point et évaluer les procédures de gestion des accidents.
- Créer une base de donnée et des codes de calculs appropriés permettant de disposer d'un support scientifique fiable pour la conception de systèmes et principes de sûreté améliorés.

Problèmes en suspens

Pour analyser la sûreté des centrales nucléaires, il faut disposer de bases de données expérimentales adaptées et de codes de calcul capables de prévoir le comportement des composants de systèmes sur une large gamme de conditions accidentelles et pour une diversité de matériaux. Des expériences à petite et grande échelle fournissent les données nécessaires à la validation de ces codes. Ensuite, la mise au point et l'application de ces codes facilitent l'évaluation des procédures de gestion des accidents et de leurs incidences sur le comportement de la centrale. Les pays de l'Est disposent de la plupart des codes de calcul mis au point dans les pays occidentaux pour procéder à l'évaluation de la sûreté des VVER. Parallèlement, les établissements russes sont en train de mettre au point leurs propres codes. Les codes russes décrivent d'une manière mécaniste plusieurs phases des accidents graves : la progression de la masse fondue dans la cuve, la phase terminale de la dégradation du cœur, les interactions entre le cœur fondu et le béton et l'étalement du corium, la combustion et la détonation de l'hydrogène et l'explosion de la vapeur. On peut également se servir de ces codes pour mettre au point des procédures de gestion des accidents.

Il existe plusieurs grands types de recherches à entreprendre en toute première priorité pour mettre sur pied la gestion des accidents et la réduction des conséquences au cours d'un accident grave [1] :

- Efficacité du noyage à chaque phase de l'accident (dégradation du cœur, rétention de la masse fondue, refroidissement en cuve et hors cuve).
- Production et répartition de l'hydrogène et mesures pour limiter la concentration d'hydrogène afin d'éviter des conséquences dangereuses.

- Évaluation des voies éventuelles de rejet d'aérosols et moyens d'éviter le contournement de l'enceinte.
- Surveillance de la progression de l'accident et prévision des événements décisifs en temps réel.

Certains de ces problèmes sont communs aux VVER et aux REP occidentaux. Néanmoins, des problèmes spécifiques aux VVER exigent que l'on entreprenne un travail supplémentaire. Voici la liste des questions en suspens qui doivent être traitées en priorité en ce qui concerne la sûreté des VVER :

- Validation des codes de calcul utilisés pour les analyses de VVER.
- Constitution d'une base de données satisfaisante sur les propriétés des matériaux et leurs interactions.
- Mise au point de modèles et codes avancés utilisables tant pour les réacteurs à eau pressurisée (REP) que pour les VVER et de modèles particuliers aux VVER (condenseurs à barbotage, générateurs de vapeur, etc.) à intégrer dans les codes, l'évaluation des codes de calcul d'accidents graves et le recensement des expériences supplémentaires à effectuer, le cas échéant.

Recherches nécessaires sur la sûreté

Phénomènes en cuve

Phase de début de dégradation du cœur

En ce qui concerne la phase initiale de la dégradation du cœur des VVER (avant que la géométrie du cœur ne soit perturbée), voici les recherches à effectuer en priorité :

- Améliorer notre connaissance de la cinétique des interactions entre matériaux au cours de l'accident.
- Noyage des assemblages à haute température, avec prise en compte de la vapeur et des mélanges eau-vapeur et mise au point d'une méthodologie de modélisation appropriée.
- Constitution d'une base de données sur les propriétés pertinentes des matériaux pour la gamme de températures et les compositions prévues dans ces conditions.
- Validation complète des codes, dont analyse d'incertitudes.

Il sera dans certains cas possible de se servir des informations tirées de plusieurs programmes expérimentaux réalisés dans les pays occidentaux (CORA, PHEBUS-CSD, PBF, etc.).

La base de données sur les propriétés des matériaux doit être étendue aux matériaux spécifiques utilisés dans les VVER. On a besoin également de modèles décrivant correctement les caractéristiques de conception particulières des VVER comme la cuve et les internes afin de les intégrer dans les codes.

Phase avancée de la dégradation du cœur

Voici les principaux domaines à explorer concernant la phase avancée de la dégradation du cœur :

- Dégradation des assemblages combustibles et formation d'un lit de débris
- Dégradation de l'ensemble du cœur et progression de la masse fondue.
- Relocalisation du corium dans le plénum inférieur.
- Possibilité de refroidir le lit de débris dans le plénum inférieur.
- Comportement du bain de corium dans le plénum inférieur et possibilité de le refroidir par l'extérieur et de retenir le cœur fondu dans la cuve.
- Évaluation des marges avant la perte d'intégrité de la cuve sous pression.
- Analyse des incertitudes et recommandations pour la gestion des accidents.

Certains de ces problèmes sont d'ordre générique, d'autres très spécifiques. C'est ainsi que la conception de la partie combustible de la grappe de commande dans les VVER-440 peut avoir des effets importants sur la relocalisation du corium dans le plénum inférieur. Plusieurs programmes internationaux hautement prioritaires en cours, comme PHEBUS et RASPLAV, traitent en partie de ces problèmes. Le projet RASPLAV s'assortit de programmes supports d'évaluation des propriétés des matériaux et de mise au point de codes.

Relâchement et transport des produits de fission

L'évaluation du terme source exige une bonne connaissance des phénomènes physiques ainsi qu'une modélisation fiable du rejet et du transport des produits de fission dans le circuit primaire. Plusieurs expériences ont été réalisées à échelle réduite dans différentes installations (de l'ORNL aux États-Unis, l'IPSN en France et l'Institut NIIAR de Kharpov en Russie) afin d'évaluer les rejets de produits de fission du combustible irradié. Les essais globaux à grande échelle PHEBUS PF qui sont réalisés dans des situations généralement représentatives, permettent d'évaluer le rejet et le transport des produits de fission dans différents scénarios d'accidents graves. Mais il existe aussi certains problèmes liés aux matériaux et à la conception spécifiques des VVER. Voici les recherches prioritaires à entreprendre :

- Libération des produits de fission par le combustible de VVER et validation des modèles pour des atmosphères oxydantes et inertes.
- Dépôt des produits de fission dans les tuyauteries horizontales du générateur de vapeur (GV).
- Évaluation des rejets de produits de fission par les GV dans des scénarios spécifiques aux VVER (rupture de tube, rupture du collecteur, etc.).
- Évaluation des rejets de produits de fission des lits de débris et des bains de fusion dans des atmosphères réductrice et oxydante à haute température.

Phénomènes hors cuve

Évaluations de l'explosion de vapeur hors cuve

Des études très poussées ont été effectuées afin d'analyser par l'expérience et la théorie les conséquences d'explosions de vapeur hors cuve. Plusieurs codes sont en chantier. Les expériences à grande échelle, dont les essais FARO, fournissent la base de données nécessaire à la validation des codes. Les résultats des études expérimentales pourront être appliqués à l'analyse des explosions de vapeur dans les VVER.

Interactions entre le cœur fondu et le béton et possibilité de refroidir le lit de débris

Des programmes expérimentaux ont été réalisés par le passé sur différents types de béton et diverses compositions du corium, métaux et oxydes. Les modèles informatiques existants ont été vérifiés et les incertitudes évaluées. De l'avis général, on connaît bien aujourd'hui la thermohydraulique des phénomènes d'interaction entre le cœur fondu et le béton. Par contre, notre connaissance des rejets de produits de fission est encore insuffisante car les prévisions relatives aux produits de fission sont beaucoup moins précises que les informations que l'on possède sur le comportement thermohydraulique. Les données ainsi produites servent néanmoins de base de données d'expériences pour la validation des codes. Des expériences à grande échelle – ACE-L4 et BETA 7.1 – ont été effectuées sur le béton utilisé dans les VVER (à serpentine et ordinaire). Voici les domaines de recherche à explorer :

- Capacité de refroidissement du lit de débris.
- Relâchement de produits de fission peu volatils, production d'aérosols (modélisation et vérification).
- Étalement du cœur fondu et interactions de cette masse avec l'eau.

S'agissant des particularités des VVER, les priorités de la recherche sont les suivantes :

- Propriétés des matériaux de conception (béton) propres aux VVER.
- Effet de la géométrie de la cavité des VVER.

Transport, combustion et détonation de l'hydrogène

La majorité de problèmes non résolus que pose le comportement de l'hydrogène sont identiques pour les réacteurs de conception soviétiques et les REP [1]. Les bases de données d'expériences recueillies dans différentes installations dont celles situées en Russie (RUT, KOPER) servent aux vérifications de codes. Les recherches à réaliser en priorité concernent :

- Le transport et la répartition de l'hydrogène dans l'enceinte.
- Les différents modes de combustion de l'hydrogène :
 - application des critères de transition de la déflagration à la détonation dans les codes de calcul de la distribution de l'hydrogène ;
 - modèles de combustion turbulente, notamment pour un VVER-440 réel ;

- limite d'accélération de la flamme dans des mélanges H₂-air-vapeur ;
- comportement mécanique des structures de l'enceinte en présence de chargements dynamiques.

On tiendra compte de la conception particulière des enceintes de VVER dans les évaluations du risque hydrogène.

Propriétés des matériaux et base de données sur les interactions

L'importance de la connaissance des propriétés des matériaux pour les évaluations de la sûreté est largement reconnue. La base de données sur les propriétés des matériaux doit contenir toutes les données (propriétés thermodynamiques et mécaniques, diffusivité) sur les composants et mélanges de cœur pour les gammes de température et de pression pertinentes. Cette base de données inclut aussi les données nécessaires pour l'étude des processus cinétiques comme les réactions et interactions entre matériaux. Nul n'ignore que les variations entre le comportement des REP et celui des VVER sont dues à l'utilisation au niveau de la conception de matériaux différents, et aux différences qui existent dans les mélanges et interactions cinétiques qui s'ensuivent. Des recherches sont nécessaires pour constituer cette base de données.

Comportement et intégrité de l'enceinte, terme Source

On a besoin d'une évaluation de l'enceinte de confinement en béton précontraint des VVER-1000 et des compartiments des VVER-440 pour calculer leur comportement dans les conditions d'un accident hors dimensionnement. Les aspects les plus importants sont l'intégrité de l'enceinte à court terme en présence d'une surpression, l'échauffement direct de l'enceinte, la combustion de l'hydrogène, les explosions de vapeur et l'étanchéité de l'enceinte. Cette analyse doit tenir compte des caractéristiques spécifiques des enceintes de VVER comme les tendons de précontrainte, la peau d'étanchéité, les traversées, les joints d'étanchéité, etc. Il faut également calculer les marges avant la perte de l'intégrité de l'enceinte. Pour cette analyse on a besoin de surcroît de critères de rupture de l'enceinte établis sur la base des données expérimentales et codes de calcul aux éléments finis.

L'évaluation du terme source exige une analyse du comportement des aérosols dans l'enceinte de confinement qui prennent en compte les voies de fuite possibles et le fonctionnement des systèmes de sûreté, (d'aspersion, de filtration et d'éventage). Par conséquent, les recherches nécessaires pour pouvoir évaluer le comportement de l'enceinte et le terme source comprennent à la fois des expériences et la mise au point de codes.

Élaboration, validation et application des codes

Validation et application des codes de calcul d'accidents graves pour les VVER

De nombreux codes occidentaux dont SCDAP/RELAP5, MELCOR, CONTAIN, ICARE2, ATHLET-CD sont utilisés en Russie pour l'analyse des accidents graves dans les VVER. Comme ils ont été mis au point pour les centrales nucléaires occidentales, ces codes traitent de la plupart des problèmes de sûreté génériques. En même temps, ils reposent sur des conceptions particulières aux

centrales des pays occidentaux et doivent donc être profondément modifiés pour intégrer les spécificités des VVER. En ce qui concerne les applications, il reste encore à valider les codes et à concevoir et mettre en œuvre des modèles particuliers aux VVER de sorte que les codes ainsi vérifiés puissent être utilisés pour la gestion des accidents et les évaluations des risques. Les recherches prioritaires en la matière comprennent :

- Un inventaire des installations expérimentales, des données expérimentales et des analyses spécifiques aux VVER.
- L'élaboration de modèles de structures et de systèmes de sûreté particuliers aux VVER, leur qualification/vérification en fonction des données d'essai disponibles et leur intégration dans les codes d'accidents graves.
- La mise en œuvre de bases de données sur les propriétés de matériaux propres aux VVER.
- L'analyse de scénarios d'accidents graves particuliers aux VVER.

Mise au point des codes

De l'avis général, l'étude de certains problèmes doit s'appuyer sur un travail important de modélisation et d'analyse. On utilise essentiellement pour ces problèmes des approches mécanistes. Les codes-points ne suffisent pas toujours pour les analyses de sûreté et la gestion des accidents. C'est notamment le cas de la distribution et de la combustion/détonation de l'hydrogène, de l'étalement du corium et des explosions de vapeur. Pour pouvoir analyser correctement les expériences réalisées antérieurement, il faut développer des codes avancés qui décrivent les interactions entre le cœur fondu et le béton (comme pour les essais ACE) et concevoir de nouvelles expériences (du type RASPLAV). Les méthodes mécanistes améliorent la précision des prévisions données par les codes qui peuvent ensuite servir de codes de calcul d'accidents graves réalistes.

6. SÛRETÉ EN EXPLOITATION

Problèmes de sûreté/Questions en suspens

On ne saurait surestimer la contribution de l'homme à l'amélioration de la sûreté d'exploitation des réacteurs. Dans ce domaine, les principaux motifs de préoccupation concernent les erreurs d'exécution ou omission, qui se répercutent sur une diversité d'activités, depuis l'exploitation et la maintenance de l'installation jusqu'à la gestion, ainsi que l'attitude du personnel de la centrale vis-à-vis de la sûreté. L'analyse des données d'exploitation et d'autres évaluations ont confirmé que l'erreur humaine contribuait pour beaucoup à initier des séquences accidentelles. Mais, d'un autre côté, des opérateurs bien formés comme des technologies perfectionnées d'interfaces homme machine, l'approche par états et les panneaux de sûreté peuvent efficacement éviter ou arrêter la progression d'une séquence accidentelle.

Dans les réacteurs existants, notamment de conception ancienne, qui sont à la fois moins automatisés et moins axés sur les facteurs humains, améliorer la sûreté en exploitation est une priorité car c'est une forme de changement qui rencontre moins d'obstacles physiques que des modifications de conception de la centrale. En outre, les actions au niveau de la gestion, de la formation et des procédures, ou tout autre moyen de relever le niveau de la sûreté en exploitation, autorisent souvent une réduction importante des risques du fait que ces réacteurs exigent en général des opérateurs un comportement plus rigoureux que ceux des nouvelles filières.

La sûreté en exploitation recouvre un vaste et difficile domaine qui s'appuie sur des recherches interdisciplinaires regroupant la sociologie, la psychologie et la technique. Elle englobe l'interface homme-machine, les communications et procédures déterminant les activités essentielles, l'intégration d'ordinateurs dans les installations et la fiabilité des logiciels, l'efficacité des systèmes de maintenance et de gestion de la sûreté, l'assurance de la qualité, la description des activités des individus et groupes pour la modélisation de l'ensemble de la sûreté de l'installation et la recherche d'un équilibre optimal entre l'activité des opérateurs et les automatismes.

Recherches nécessaires sur la sûreté

Cette question a fait l'objet d'un rapport du SESAR qui décrivait les recherches sur la sûreté effectuées dans les pays de l'OCDE. S'agissant de la sûreté d'exploitation, tous les besoins de recherche qui ont été recensés dans le rapport du SESAR valent pour les réacteurs de conception russe. Les principales différences tiennent aux recherches déjà effectuées qui s'appliqueront respectivement aux réacteurs des pays de l'OCDE et aux réacteurs des filières russes, avec les priorités qui en découleront pour la recherche sur les réacteurs russes. L'évaluation probabiliste de la sûreté (EPS) par exemple arrive à maturité dans les pays de l'OCDE où les recherches sont actuellement tournées vers la modélisation et la prise en compte de nouveaux facteurs (par exemple, modélisation du vieillissement et des schémas d'erreur humaine, fiabilité des logiciels, systèmes à

sûreté passive). Les exploitants de réacteurs de conception russe bénéficient déjà de la technique des EPS mise au point dans les pays de l'OCDE. Toutefois, son application exige des quantités importantes de données crédibles sur la fiabilité des matériels et les performances humaines, encore mal établies pour ces réacteurs. Par conséquent, pour les réacteurs de conception russe, l'acquisition des données nécessaires à l'application des EPS importe beaucoup plus aujourd'hui que les recherches de l'OCDE sur l'extension de cette méthode. Il n'en reste pas moins que les concepteurs, exploitants et responsables de la réglementation des réacteurs de conception russe devraient participer à son élaboration non seulement parce qu'ils peuvent contribuer à améliorer la méthodologie mais aussi parce qu'ils permettront de combler dans un délai raisonnable le fossé qui sépare l'infrastructure de sûreté à l'Est de celle de l'Ouest.

Nous résumerons dans les sections qui suivent les principales recherches à approfondir en indiquant celles qui concernent tant les réacteurs de l'OCDE que les réacteurs russes et celles qui intéressent uniquement les réacteurs des filières russes.

Évaluation de la sûreté en exploitation

Il est essentiel de recueillir des données d'exploitation précises, d'une part, pour les enseignements que l'on en tirera et que l'on appliquera ensuite à d'autres centrales et, d'autre part, parce qu'elles sont une source de données de fiabilité quantitatives spécifiques à une centrale et d'autres informations vitales pour améliorer les pratiques d'exploitation, de maintenance et de gestion et valider les modèles d'évaluation des risques. Comme le faisait remarquer le rapport du SESAR, on a toujours besoin d'affiner la collecte, l'analyse, la répartition et l'utilisation de ces données à l'aide des technologies modernes de traitement de l'information. C'est d'autant plus vrai des réacteurs de conception russe pour lesquels la collecte, l'analyse et l'enregistrement du retour d'expérience sont des activités relativement récentes qui remontent à l'accident de Tchernobyl. Un travail considérable doit donc être effectué sur ces réacteurs. Les recherches hautement prioritaires dans ce domaine sont :

- L'amélioration des méthodes et logiciels utilisés pour recueillir, évaluer et consigner le retour d'expérience. Ce travail porte tant sur le comportement des opérateurs que sur la fiabilité des matériels et inclut : une analyse plus systématique et approfondie des causes premières des incidents d'exploitation ; l'intégration de l'historique des opérations de maintenance dans la base de données de fiabilité sur le matériel et la poursuite de la mise au point d'indicateurs de performance fournissant une mesure objective du niveau de sûreté.
- La mise au point et l'application d'une méthodologie permettant l'identification précoce des précurseurs d'accidents d'après l'analyse des incidents d'exploitation à la lumière des résultats d'évaluations probabilistes de sûreté.
- L'amélioration des méthodes et technologies de surveillance de l'état du réacteur et des matériels de sûreté. Ce travail englobera la mise au point de méthodes fines de mesure et de calcul des coefficients de réactivité dans les réacteurs RBMK, les analyses vibratoires et analyses de bruit, les techniques de contrôle de l'état de fonctionnement des vannes motorisées, etc.

Facteurs humains

L'importance du comportement des opérateurs pour la sûreté des réacteurs est largement reconnue et les pays de l'OCDE travaillent de façon suivie sur ce sujet. Parmi les domaines de recherche prioritaires pour les réacteurs de conception russe on peut citer :

- L'évaluation des possibilités d'appliquer aux réacteurs russes les courbes de succès et d'échec établies pour les opérateurs, personnels de maintenance et techniciens formés dans les pays occidentaux. Ce travail engloberait une évaluation de l'effet des différences au niveau de la philosophie de l'exploitation, de la formation et de la conception des installations.
- L'effet d'environnements hostiles sur le travail des opérateurs. Ce travail doit inclure toutes les activités depuis les opérations de maintenance et d'inspection effectuées dans des conditions difficiles jusqu'au comportement des opérateurs en cas d'accident. Il recouvre aussi les recherches sur l'efficacité des interfaces homme-machine et des technologies d'aide à la décision perfectionnées pour la conduite accidentelle (comportement des opérateurs) et les contrôles non destructifs des composants métalliques.
- L'utilisation de simulateurs, de maquettes de formation, etc. pour mesurer les performances du personnel.
- L'analyse du retour d'expérience, de la maintenance notamment, afin d'évaluer l'efficacité des pratiques, des procédures, du contrôle de la qualité et de la gestion. Les résultats de ces analyses constituent un moyen indépendant de vérifier d'autres sources d'informations sur le comportement des opérateurs.

Ces recherches sont très importantes étant donné l'ampleur des modifications actuelles du programme et l'absence de systèmes informatisés complets de gestion de la configuration des tranches qui permettent de réduire les possibilités d'erreurs.

Contrôle-commande

Le matériel de contrôle-commande de nombreux réacteurs de conception russe vieillit et pose des problèmes de fiabilité. De plus, la séparation des circuits de commande et de protection et leur qualification pour les milieux dans lesquels ils fonctionnent ne sont pas à la hauteur des normes occidentales actuelles. Enfin, les interférences électromagnétiques provoquées par des défauts sur un système ont déjà empêché de fonctionner d'autres systèmes de sûreté. Étant donné qu'il ne sera pas toujours possible de remplacer la totalité des systèmes de contrôle-commande, il est essentiel de pouvoir déterminer avec précision les composants ou systèmes du contrôle-commande à entretenir, modifier ou remplacer et d'établir les priorités en la matière. On a absolument besoin pour ce faire d'une base exhaustive de données de défaillance et de fiabilité précises. Par ailleurs, il faudra entreprendre des recherches sur les moyens d'améliorer l'immunité des systèmes de commande et de protection aux perturbations électromagnétiques. Enfin, on n'a pas encore correctement vérifié les critères de sûreté ayant servi à établir les points de consigne du système de protection pour tous les accidents de dimensionnement. Ce travail nécessite la mise au point et l'application d'un éventail complet de codes validés capables de modéliser finement le comportement de la centrale dans les conditions d'exploitation normales, perturbées et accidentelles, comme on le verra ailleurs dans ce

rapport. On trouvera ci dessous une liste des priorités à court terme pour la recherche sur les réacteurs de conception russe :

- Enrichissement de la base de données de fiabilité en y intégrant notamment l'étalonnage, les dérives des points de consigne et les défaillances des composants.
- Mise au point de méthodes et techniques permettant de renforcer l'immunité des systèmes de contrôle-commande et de protection aux perturbations électromagnétiques.
- Mise au point et application d'une méthodologie moderne de fixation des points de consigne à laquelle seraient intégrés les résultats d'analyses de sûreté perfectionnées.

Il faudrait en outre associer les concepteurs et exploitants de ces centrales aux programmes internationaux consacrés au vieillissement du contrôle-commande des centrales nucléaires, à l'introduction de systèmes de commande numériques et à la validation de leurs logiciels de commande.

Évaluation probabiliste de la sûreté

L'évaluation probabiliste de la sûreté (EPS) est une approche arrivant à maturité qui est de plus en plus utilisée. On s'en sert aujourd'hui notamment pour une multitude de nouvelles applications originales comme la réglementation en fonction des risques, l'aide à la décision en exploitation, la définition des opérations de maintenance prioritaires, et l'élaboration de spécifications techniques. Comme nous l'avons vu précédemment, à court terme, les recherches sur les réacteurs de conception russe devront porter en priorité sur l'acquisition des données sur les performances des opérateurs et la fiabilité des matériels particuliers des centrales dont on a besoin pour appliquer la méthode EPS actuelle à ces réacteurs. Tout aussi importantes sont les analyses déterministes, évoquées ailleurs dans ce rapport, car elles sont indispensables à la définition des critères de succès, des états de dégradation du cœur et des fractions de rejets, informations sans lesquelles les résultats de l'EPS ne seraient pas significatifs. Bien que ces évaluations ne fassent pas à proprement parler partie des recherches, il faudra également s'entendre sur des normes ou directives pour les expertises et la validation des résultats des EPS. Il serait envisageable de proposer tant aux centrales qu'aux organismes de réglementation une aide pour l'introduction des EPS vivantes. Enfin, il serait bon d'intensifier les projets de recherches en collaboration consacrés à l'amélioration de la méthodologie de l'EPS conformément aux orientations définies dans le rapport du SESAR.

Mise en œuvre de la gestion des accidents

Pour interrompre ou ralentir la progression des séquences accidentelles ou en limiter les conséquences, il est essentiel de mettre au point des stratégies de gestion des accidents à la fois efficaces, exhaustives et validées. Ces stratégies de gestion des accidents doivent porter sur toutes les situations possibles depuis les transitoires de dimensionnement jusqu'aux accidents graves. De nouvelles procédures de conduite fondées sur l'approche par états (procédures APE) sont actuellement mises au point pour la plupart des réacteurs de conception russe. Une bonne part d'entre elles exige une analyse détaillée du comportement de la centrale à l'aide de modèles validés des installations, pour laquelle les résultats des EPR et de l'analyse des accidents graves sont particulièrement utiles. Enfin, il convient de tenir compte, dans ces stratégies, de considérations telles

que l'habitabilité de la salle de commande et les actions nécessaires pour protéger le public de rejets à l'extérieur du site. Les priorités de la recherche sur ce sujet sont les suivantes :

- Amélioration des modèles de simulateurs pour qu'ils soient capables de décrire de façon réaliste les principaux signaux apparaissant en salle de commande lors des événements hors dimensionnement ainsi que les stratégies proposées pour en réduire les conséquences. Ce domaine est représentatif de la façon dont les programmes des pays de l'Est peuvent se hisser au niveau de la technologie moderne sans pour autant participer activement à la mise au point de la technologie de la prochaine génération en chantier dans les pays occidentaux.
- Recherches sur l'utilisation des systèmes experts comme moyens d'améliorer le comportement du personnel de la centrale lors d'incidents et d'accidents.

7. THERMOHYDRAULIQUE ET TRANSITOIRES DANS LES RBMK

Problèmes de sûreté

Problèmes anciens relatifs aux accidents de dimensionnement

Il faut améliorer le couplage des codes de physique et de thermohydraulique. L'étude internationale sur la sûreté des RBMK concluait que « l'évaluation de la sûreté repose sur la qualité des codes décrivant le comportement de la totalité du cœur. On ne saurait trop insister sur la nécessité d'améliorer les modèles 3D du cœur du réacteur intégrant les phénomènes thermohydrauliques et de réaliser le couplage entre les codes 3D de neutronique et de thermohydraulique qui simulent le circuit primaire. »

L'une des principales sources de préoccupation concerne les ruptures multiples de canaux de combustible parce qu'elles sont capables de soulever la dalle supérieure du réacteur en raison des possibilités limitées d'évacuer la pression de la cavité du réacteur (Voir aussi le chapitre 8 de ce rapport).

Le rejet, le transport et le confinement des produits de fission n'ont pas été correctement modélisés. L'évaluation internationale de la sûreté des RBMK précisait en particulier que « les codes existants ne sont pas capables de décrire l'évolution de la température des pastilles et de la gaine après rupture d'un canal de combustible ».

Problèmes récents

L'effet de vide a été considérablement atténué si bien que l'on a besoin aujourd'hui de bases de données beaucoup plus précises et de modèles physiques plus élaborés du réacteur pour le couplage de codes de neutronique et de thermohydraulique. Le pic de puissance que produit l'APRP le plus important à la centrale d'Ignalina, dont le coefficient de vide varie entre 0,6 et 0,8 β , entraîne au maximum une augmentation de puissance de 10 pour cent. À la centrale de Smolensk, où ce coefficient est presque nul, l'augmentation de la puissance peut passer inaperçue.

De même, l'importance des ruptures multiples a diminué. En étudiant de plus près le comportement des RBMK dans des conditions accidentelles (à pression réduite), on s'est aperçu qu'on pouvait faire face à des ruptures de canaux de combustible plus nombreuses qu'on ne l'avait pensé initialement. Dans certaines tranches, on prévoit de nouveaux systèmes capables d'arrêter rapidement le réacteur dans l'éventualité d'un bouchage du collecteur, ce qui permettrait d'abaisser considérablement la probabilité de ruptures multiples de canaux.

Les calculs des rejets, du transport et de la rétention des produits de fission demeurent un problème important qu'il convient d'approfondir.

Problèmes en suspens

Jusqu'aux années 80, on effectuait des analyses de sûreté intégrées à partir de sorties de codes spécialisés généralement établis sur des modèles et des hypothèses très prudents. Les codes de physique utilisaient des couplages simplifiés entre la physique neutronique et la thermohydraulique. Il n'existait pas alors de code 3D (mais seulement des codes 2D) utilisant des calculs couplés.

Depuis 1989, on a introduit dans les analyses de sûreté des RBMK des codes réalistes du type « meilleure estimation ». C'est ainsi que les codes occidentaux RELAP et ATHLET et les codes russes SADCO, MOUNT et STEPAN sont utilisés actuellement pour le rapport de sûreté de la centrale d'Ignalina.

Les analyses des accidents de dimensionnement des RBMK sont aujourd'hui au point. La diminution du coefficient de vide et une meilleure connaissance des autres types de sources froides permettent d'abaisser la température du combustible au cours de certaines séquences accidentelles. Il reste cependant à résoudre certains problèmes liés à l'élaboration, l'optimisation et la vérification des codes de calcul informatiques et à élargir la base de données expérimentales afin de consolider les fondements techniques des critères de sûreté.

Recherches nécessaires

Fondements techniques des critères de sûreté

Il faut aujourd'hui améliorer les spécifications et les fondements techniques des critères de sûreté concernant les phénomènes suivants :

- début de l'ébullition en film ;
- défaillance du combustible ;
- défaillance des canaux de combustible ;
- répartition post-accidentelle de l'hydrogène.

Début de l'ébullition en film

On possède à présent une base de données très fiable pour les états permanents, mais on manque encore, pour les processus transitoires, d'informations permettant de confirmer la viabilité des corrélations établies pour les états permanents.

Défaillance du combustible

On a besoin de données expérimentales pour confirmer que l'alliage de zirconium à 1 pour cent en poids de niobium (Zr-1 pour cent Nb) se comporte comme le zircaloy mais aussi

d'informations supplémentaires sur l'exposition prolongée aux rayonnements à des températures moyennes.

Défaillance des canaux de combustible

Peu de données ont été recueillies pour le moment dans le domaine des faibles et moyennes pressions en présence de températures élevées, et l'on a besoin d'informations supplémentaires sur la défaillance d'un canal de combustible en fonction de la pression et de la température.

Répartition de l'hydrogène après un accident

Nous disposons pour l'heure de bases de données très limitées sur la répartition de l'hydrogène dans les divers compartiments. Et lorsque l'on aura les outils corrects, il faudra encore réaliser un travail considérable avant de pouvoir effectuer ces calculs. Il serait possible d'utiliser un code comme GOTHIC pour calculer la distribution complexe de l'hydrogène dans la diversité de compartiments dont se composent les différents types de systèmes de confinement local de l'accident qui caractérisent les RBMK.

Amélioration et validation des codes

Sensibilité aux types de modélisation

Il s'agit d'un problème générique qui ne se limite pas aux seuls RBMK, et qui pourtant revêt une importance particulière dans ce dernier type de réacteurs en raison de la multitude de canaux de combustible à modéliser. Il faut poursuivre les recherches pour déterminer le type de maillage, le choix de modèles, les schémas numériques qui seront les mieux adaptés aux calculs, etc. Des expériences numériques sont également nécessaires pour évaluer la sensibilité des calculs vis-à-vis de ces paramètres.

Perfectionnement des codes couplés de physique et de thermohydraulique

Si les techniques de couplage des codes de neutronique et de thermohydraulique ont fait des progrès considérables, l'efficacité de ces calculs doit encore être améliorée, ce qui permettra ensuite de réaliser de manière satisfaisante des calculs de sensibilité pour différents états de réacteur. Aujourd'hui les calculs d'un seul cas prennent encore beaucoup trop de temps, empêchant de réaliser le nombre de calculs de sensibilité que l'on souhaiterait.

Mise au point de codes de calcul mécanistes du transport et de la rétention des produits de fission

À l'heure actuelle, les analyses de sûreté effectuées pour les RBMK n'utilisent pas de modèles calculant de façon mécaniste la quantité de produits de fission libérés au cours d'un accident, et l'on se sert de facteurs empiriques pour ces calculs. Il n'existe pas non plus de modèles du transport et de la rétention des produits de fission dans le circuit primaire ni de modèles de rétention dans le

confinement. Or on peut obtenir avec une modélisation plus fine une forte baisse des doses reçues par le public.

Vérification des codes de thermohydraulique

Bien que l'on ait déjà largement vérifié les codes de RBMK et qu'il existe une matrice de vérification, cette dernière doit être améliorée en permanence. Au cours de certaines séquences accidentelles, des régimes d'écoulement oscillatoires stables s'établissent dans des canaux parallèles. On a besoin, pour vérifier ces calculs, de données expérimentales propres aux RBMK. Des recherches sont donc nécessaires pour vérifier ces instabilités de l'écoulement dans les canaux parallèles et pour ensuite analyser la probabilité de rupture de tube de canal. Notons cependant que ces derniers besoins ne sont pas spécifiques aux RBMK. Dans certaines séquences accidentelles, la circulation naturelle assure le refroidissement à long terme ; or il manque encore des informations sur les régimes d'écoulement à contre-courant et les transferts de chaleur après assèchement pour établir le dossier de sûreté.

Vérification des codes de physique

Il existe aujourd'hui des programmes de validation des calculs de physique en régime permanent. L'étude internationale sur la sûreté des RBMK réalisée par un consortium international a montré, pour le cœur d'un réacteur de la centrale de Smolensk, que les codes russes donnaient des résultats très proches de ceux obtenus avec des codes occidentaux lorsqu'ils étaient utilisés pour le même calcul. Mais elle a révélé aussi que la vérification des calculs de transitoires exigeait un travail encore plus important. On a beaucoup de mal à recueillir des données réelles sur des cœurs de RBMK pour effectuer ce travail. Il semblerait donc plus réaliste de poursuivre les comparaisons entre les diverses bibliothèques de données et codes de calcul utilisés en Russie et à l'Ouest.

Vérification des codes de thermomécanique

On utilise aujourd'hui des critères prudents assez simples pour déterminer le moment où se produisent les défaillances du combustible. Pour estimer de façon plus réaliste la quantité de combustible susceptible de défaillance, on a besoin d'informations expérimentales supplémentaires sur le comportement du gainage dans des conditions de type APRP. Parallèlement, il ne sera pas possible d'effectuer des calculs plus réalistes du comportement de la cavité du réacteur en présence de défaillances uniques de canaux sans recueillir de nouvelles données d'expériences sur les processus transitoires consécutifs à ces ruptures.

8. INTÉGRITÉ DU MATÉRIEL ET DES STRUCTURES DE RBMK

Introduction

On peut diviser l'écoulement primaire dans un RBMK en deux parties, la partie qui traverse les canaux de combustibles et celle qui se déplace du séparateur de vapeur à la turbine à vapeur puis passe à travers le poste d'eau pour revenir au séparateur. Le premier circuit est constitué de tuyauteries et composants en acier inoxydable austénitique ou d'acier au carbone revêtu d'acier inoxydable austénitique mais contient aussi quelques soupapes en acier au carbone. Chaque tuyauterie d'alimentation est équipée d'une soupape permettant de régler manuellement et périodiquement le débit à l'entrée du canal. Le deuxième circuit est pour l'essentiel en acier au carbone et contient le séparateur de vapeur qui comprend plus de 400 tuyères.

Les tubes de force des canaux de combustibles sont en alliage de zirconium à 2,5 pour cent de niobium (Zr-2,5 pour cent Nb) et soudés par diffusion à des embouts en acier inoxydable stabilisé par du titane. Les tubes de force Zr-2,5 pour cent Nb font 80 mm de diamètre, ont des parois de 4 mm d'épaisseur et sont situés dans un cœur de ~12 m environ de diamètre. Sur un total d'environ 2 000 canaux, 1 600 contiennent du combustible, les canaux restants servent aux grappes de commande, au graphite, ou à d'autres fins. Un passage en autoclave permet de recouvrir les canaux de combustible en Zr-2,5 pour cent Nb d'un film d'oxyde noir et dur qui les protège.

Problèmes en suspens

Parmi les problèmes de sûreté génériques qui doivent être traités en priorité, voici ceux qui ont trait à l'intégrité de l'enveloppe sous pression :

- inspections en service ;
- rupture de composants vitaux ;
- intégrité des canaux de combustible ;
- intégrité des canaux particuliers ;
- manutention du combustible lors d'excitations sismiques ;
- évaluation sismique et analyse du vieillissement.

Recherches nécessaires dans le domaine de la sûreté

La plupart, si ce n'est la totalité, des recherches sur la sûreté importantes pour l'intégrité des composants de RBMK a trait à :

- l'intégrité des composants vitaux des RBMK à l'extérieur du cœur, en particulier l'intégrité des composants de grand diamètre du circuit primaire de ces réacteurs, et

- l'intégrité des composants vitaux des RBMK à l'intérieur du cœur, comme celle des canaux de combustible et de la cavité du réacteur.

C'est cette classification que nous utiliserons pour décrire les recherches nécessaires dans le domaine des inspections en service.

Intégrité des composants de grand diamètre du circuit primaire des RBMK

Mise au point du concept de fuite avant rupture

L'évaluation du concept de fuite avant rupture est en cours. Il n'est pas possible d'affirmer pour l'instant que ce concept peut s'appliquer à l'enveloppe sous pression des RBMK, mais les résultats attendus devraient aider à répartir les ressources de façon judicieuse. Il est essentiel d'appliquer pleinement la méthode et les techniques de la fuite avant rupture aux composants vitaux étant donné que leur rupture guillotine peut avoir des conséquences majeures sur la sûreté de la centrale, notamment dans les réacteurs RBMK de la première génération où les systèmes de confinement local des accidents sont d'une efficacité limitée. Les priorités de la recherche sont les suivantes :

- Constitution d'une base de données sur les matériaux afin d'appliquer le concept de fuite avant rupture aux coudes de tuyauteries (en tenant compte des géométries et technologies particulières employées) et aux surépaisseurs sur les matériels (joints en T, orifices, etc.).
- Mise au point de procédures d'expérimentation afin de déterminer la résistance à la rupture des matériaux des soudures bout à bout sur les tuyauteries de 80 mm de diamètre en fonction des techniques particulières d'assemblage et de réparation.
- Mise au point et validation de codes d'analyse dynamique des tuyauteries et structures.
- Amélioration des systèmes de détection de fuites.
- Mise au point de systèmes de surveillance permettant d'évaluer l'état du métal.
- Mise au point d'une analyse de l'intégrité des tubes de force en cas de coup de bélier provoqué par la fermeture des clapets anti-retour.

Pour éviter les doublons, il serait judicieux d'examiner de près les recherches consacrées actuellement à ces sujets. Au Royaume-Uni, le concept de fuite avant rupture est appliqué aux séparateurs de vapeur du réacteur à eau lourde type SGHWR. La Russie est en train de mettre au point des procédures expérimentales d'essai de la résistance à la rupture. Les États-Unis et le Japon ont eux développés des codes d'analyse dynamique des tuyauteries et structures. En collaboration avec la Russie, le Japon a également mis au point un système de détection de fuites à base de microphones qui est capable de déceler des petites fuites de réfrigérant.

Amélioration des techniques d'inspection

Il faudrait effectuer des recherches pour affiner les techniques d'inspection, notamment mettre au point des méthodes et systèmes avancés de contrôle par ultrasons qui soient capables de mesurer la taille des défauts.

Analyses sismiques

La stabilité sismique des séparateurs de vapeur (avec leurs tuyauteries) des RBMK et leur interaction avec leurs supports métalliques posent le problème le plus préoccupant du point de vue de la sûreté. Par conséquent, la mise au point d'un modèle analytique d'évaluation sismique du système complexe constitué du séparateur, des tuyauteries qui y sont raccordées et de la structure support est un axe de recherche prioritaire.

Intégrité des canaux de combustible et de la cavité des réacteurs RBMK

Mise au point d'une technique d'inspection des canaux combustibles

Les canaux combustibles sont inspectés dans toutes les centrales par des méthodes par ultrasons et des contrôles visuels. Il serait utile de prévoir des contrôles volumiques de ces canaux afin d'analyser la façon dont se forment des fissures sous-critiques. Des contrôles non destructifs (CND) des canaux combustibles par des techniques ultrasonores ou d'autres méthodes sont actuellement mis en place dans toutes les centrales, mais un petit nombre de canaux seulement seront inspectés.

L'inspection des canaux combustibles doit être axée maintenant sur la mise au point de techniques d'inspection adaptées au joint soudé par diffusion situé entre le tube de force en zirconium et les embouts en acier inoxydable stabilisés au titane. Ces inspections doivent permettre de surveiller la fissuration par corrosion sous tension de la partie en acier inoxydable de ce joint.

Des travaux supplémentaires sont nécessaires pour améliorer la précision et les utilisations des inspections des canaux combustibles. On doit pouvoir évaluer sur place les modifications des propriétés du matériaux et la déformation des canaux de combustible dans les conditions de fonctionnement du réacteur. La mise au point des méthodes de contrôle non destructifs, avec les logiciels correspondants, conserve une priorité élevée pour ce qui est des canaux de combustible.

Afin d'éviter les doubles emplois, il serait judicieux d'examiner de près les recherches menées actuellement dans ce domaine, notamment les travaux qui ont lieu au Japon, au Canada et en Russie sur les technologies d'inspection des canaux de combustibles.

Intégrité de la cavité du réacteur dans les conditions accidentelles

Les scénarios d'accidents susceptibles de provoquer des ruptures multiples des canaux de combustibles sont considérés comme un problème de sûreté majeur dans les RBMK. Toute rupture multiple de ces canaux qui dépasserait la capacité du système de protection de la cavité du réacteur contre les surpressions aurait des répercussions catastrophiques sur la sûreté. Il faudra donc réaliser les recherches suivantes pour évaluer les performances du système de protection contre les surpressions ainsi que la capacité de résistance de la cavité du réacteur aux ruptures multiples de canaux de combustible :

- étude expérimentale du fonctionnement du système de protection contre les surpressions et de l'intégrité du réacteur en cas de rupture multiple des canaux de combustible,

- mise au point et vérification des codes de thermomécanique pour des ruptures multiples de canaux de combustible,
- mise au point et vérification des modèles analytiques de chargement de la cavité sous l'effet de la rupture des canaux de combustible,
- mise au point et vérification des modèles analytiques de chargement des canaux de combustible et de manutention du combustible en présence d'excitations sismiques.

Mise au point de méthodes d'évaluation du vieillissement des composants des tuyauteries et des canaux de combustible

Il est important pour l'exploitation de la centrale d'évaluer le vieillissement des composants, notamment lorsque l'on veut connaître l'état à court terme de l'enveloppe sous pression dans des centrales anciennes. Les axes de recherche prioritaires comprennent :

- La mise au point de méthodes d'évaluation du vieillissement de composants vitaux des RBMK, de la dégradation des matériaux des canaux de combustible ou de la déformation de ces canaux par exemple.
- La mise au point d'une surveillance de l'état du métal lors des contrôles destructifs et non destructifs.

Afin d'éviter les doubles emplois, on recommande d'étudier de près les recherches en cours sur ce sujet, comme les essais de matériaux effectués sur les canaux de combustible au Japon, au Canada et en Russie.

9. ACCIDENTS GRAVES DANS LES RBMK

Problèmes de sûreté

De par leur conception, les réacteurs RBMK ne sont pas équipés d'une enceinte de confinement importante et solide où serait logée la totalité de la chaudière nucléaire. De ce fait, comparés aux filières occidentales de REP, les RBMK sont privés des énormes capacités de rétention des produits de fission qu'offre ce système passif au cours de la plupart des accidents graves. La stratégie pour limiter les rejets de produits de fission provoqués par un accident grave doit, par conséquent, reposer sur une gestion efficace de l'accident qui permette d'en atténuer la gravité et de ramener le réacteur à un état refroidi et stable dans les délais les plus courts. Des procédures de gestion des accidents ont bien été mises au point, mais on manque encore de bases techniques solides sur lesquelles asseoir la gestion des accidents graves. La recherche en sûreté doit donc servir à établir ces fondements techniques de la gestion des accidents graves.

On remarquera que dans de nombreuses séquences d'accidents, un laps de temps assez long sépare le passage en situation hors dimensionnement du moment où le combustible commence à être sérieusement endommagé. Au cours de cette période, la centrale passe par ce qui équivaut en fait à un transitoire thermohydraulique grave. Les opérateurs de centrales peuvent alors par une gestion efficace arrêter l'accident avant que le combustible ne soit fortement endommagé. Les problèmes de sûreté qui se posent sont de nature thermohydraulique et traités au Chapitre 5 où ils sont considérés comme le prolongement des sujets de recherche à approfondir pour les conditions de dimensionnement. Nous verrons donc dans ce chapitre les problèmes qui surviennent à partir du moment où le cœur commence à être sérieusement endommagé.

Questions en suspens

Ces questions résultent de la nécessité de gérer les accidents graves et de la prise de conscience que les possibilités de gestion des accidents dépendent du type d'accident. La recherche n'est justifiée que si elle peut être appliquée avec profit à une centrale, notamment pour la gestion des accidents graves. De ce point de vue, ce sont les actions par lesquelles les opérateurs mettent fin à la dégradation du cœur qui sont les plus intéressantes. C'est pourquoi la priorité revient à la recherche de sûreté sur les cœurs dégradés. Les possibilités de rétention importante des produits de fission dans les tuyauteries ou dans le bâtiment réacteur méritent aussi qu'on les étudie. Cependant, comme l'opérateur n'a que très peu de moyens d'augmenter la rétention des produits de fission au cours d'un accident, ce type de recherche n'aura pas la même priorité.

On peut classer en trois catégories les accidents graves affectant la totalité du cœur dans les réacteurs RBMK :

Tout d'abord, les accidents d'insertion de réactivité qui se déroulent assez vite et peuvent provoquer d'importants rejets de radioactivité à très court terme. On a peu de chance de pouvoir gérer ces accidents une fois que la phase d'accident grave est atteinte. La seule démarche valable dans ce cas consiste à prévenir l'accident. Un travail considérable a été, et est encore, effectué pour régler ce problème.

La deuxième catégorie d'accidents se caractérise par la perte de la source froide et se déroule beaucoup plus lentement. Le modérateur au graphite qui ralentit l'échauffement du combustible (beaucoup plus lent que dans les réacteurs à cuve sous pression comme les VVER) constitue une importante source froide. On dispose donc d'un temps assez long pour gérer l'accident, même si le combustible commence à être gravement endommagé. C'est pourquoi, il est important de s'assurer que l'on connaît, et que l'on maîtrise bien, toutes les actions raisonnables et bénéfiques et, à l'inverse, que l'on connaît et évite toutes les actions préjudiciables.

La troisième catégorie d'accidents regroupe les accidents de perte de réfrigérant primaire hors dimensionnement caractérisés, par exemple, par une rupture de tuyauterie combinée à des défaillances multiples. Il s'agit essentiellement d'un problème de thermohydraulique qui soulève des questions quant à la qualité des circuits de refroidissement de secours, par exemple. Si ces circuits sont insuffisants et que le combustible s'échauffe et se dégrade, on est ramené à un scénario proche d'accidents de la seconde catégorie (perte de la source froide).

La recherche sur les accidents graves doit par conséquent se concentrer sur la deuxième catégorie d'accidents (à progression lente) qui concernent la totalité du cœur, l'objectif étant d'acquérir la base technique nécessaire pour mettre au point des actions pratiques de gestion des accidents graves. C'est ainsi que l'on espère abaisser nettement le risque résultant des accidents graves dans les RBMK.

Bien que les principales caractéristiques de la détérioration grave du combustible aient toutes les chances d'être identiques pour la plupart des accidents portant sur la totalité du cœur (en dehors des incidents d'insertion de réactivité qui se déroulent très vite), les différents événements initiateurs peuvent créer d'importantes disparités au niveau quantitatif. Il serait, par conséquent, judicieux de déterminer les fréquences relatives des divers types d'initiateurs et leur contribution au risque global pour pouvoir se concentrer sur les initiateurs présentant les risques les plus importants.

En dehors des accidents graves touchant la totalité du cœur, un endommagement grave du combustible peut survenir dans un seul canal par suite d'une défaillance du canal qui bloque l'écoulement du réfrigérant. Dans ce cas, le combustible commencera à se dégrader assez vite après le blocage du canal, mais le système de confinement de l'accident devrait empêcher la propagation des conséquences de l'accident. Au cours de l'exploitation des RBMK, trois cas de ruptures de tubes de canal se sont produits, mais les canaux voisins n'ont pas été endommagés. Ce n'est pourtant pas impossible dans certaines circonstances. Des recherches sont nécessaires pour le vérifier, pour déterminer les conséquences de cet incident sur l'endommagement du combustible et pour établir les stratégies de gestion les mieux adaptées.

Quelle que soit la catégorie d'accidents, les produits de fission peuvent être retenus dans les tuyauteries et dans le bâtiment réacteur. Sur ce point, il reste essentiellement à déterminer si la quantité de produits retenus serait importante (abaissant les rejets dans l'environnement d'un

facteur 10, par exemple). En cas de défaillance du compartiment du réacteur, la rétention des produits de fission serait nettement moins forte. Le risque de surpression pendant un accident grave justifie des recherches.

Les Russes font actuellement quelques recherches sur les accidents graves, mais elles viennent à peine de commencer, et l'on est loin de pouvoir disposer d'une base technique solide sur laquelle fonder la gestion des accidents graves. Les pays occidentaux n'effectuent pas de recherche sur les accidents graves dans les RBMK.

Recherches nécessaires sur la sûreté

Il s'agit ici de définir dans les grandes lignes les sujets à explorer et le type de recherche à réaliser.

Les recherches déjà effectuées sur l'échauffement et la dégradation du combustible dans les réacteurs à cuve sous pression (VVER, REP, REB) peuvent s'appliquer dans la mesure où les premiers stades de l'accident comportent l'échauffement du combustible oxyde dans une gaine à base de zirconium, le tout dans une configuration pour l'essentiel constituée de barreaux. Pourtant les grappes combustibles des RBMK, qui sont longues et minces et situées dans des tubes de forces entourés de graphite, se dégradent ensuite d'une manière très différente des grappes combustibles plus courtes et compactes que l'on rencontre dans les conceptions « à canal ouvert » des réacteurs à cuves sous pression. Le modérateur au graphite aura de surcroît une grande influence sur la dégradation du cœur, si bien que le déroulement de l'accident devrait être très différent de celui des accidents graves survenant dans les réacteurs à cuve sous pression. En fin de compte la phénoménologie de base des accidents graves dans les RBMK comporte une large marge d'incertitude qui se traduit, au niveau de la gestion des accidents, par une incertitude encore plus grande.

Les recherches devraient s'appuyer sur les travaux réalisés par les Russes, les recherches pertinentes relatives aux réacteurs à cuves sous pression et celles réalisées à l'Ouest sur les tubes de force et les réacteurs modérés au graphite. Il s'agit avant tout d'identifier et de comprendre les principaux phénomènes en jeu pour pouvoir ensuite répondre aux questions phénoménologiques essentielles, à savoir :

- Comment se dégrade un canal de combustible de RBMK (combustible + tube de force + graphite) ?
- Est-il possible, ou probable, que la dégradation du combustible provoque un blocage total du canal interdisant son refroidissement ?
- Quels sont les effets des interactions chimiques et physiques avec le graphite sur la dégradation du canal de combustible ?
- Est-il possible qu'une dégradation importante du combustible d'un canal se propage à d'autres canaux ?
- Que se passe-t-il si l'on réinjecte de l'eau dans un canal qui se dégrade ?

- Est-il possible de refroidir les débris du cœur qui seraient tombés sur le béton en dessous du cœur ?
- Quels sont les principaux mécanismes de piégeage des produits de fission dans les tuyauteries et le bâtiment réacteur ?

Il serait dangereux de se fier aux idées que nous inspire l'étude de la phénoménologie des accidents graves dans les réacteurs du type à cuves sous pression. C'est pourquoi un volet important de ces recherches consistera à identifier les principales différences avec ces réacteurs et leurs conséquences sur la progression de l'accident.

Les données expérimentales recueillies à l'Ouest comme à l'Est sur les principaux processus sont un bon point de départ pour étudier les aspects phénoménologiques. Ces données vont de simples propriétés des matériaux et tests d'interaction à des expériences assez complexes sur des grappes combustibles effectuées dans des tubes force. Quelques expériences analytiques spécifiques devraient être nécessaires (par exemple sur le comportement du canal de combustible/du graphite) pour les aspects qui font l'originalité des RBMK. En ce qui concerne la rétention des produits de fission, des expériences génériques déjà entreprises (FALCON, par exemple) ou prévues (PHEBUS-PF) à l'Ouest pourraient être adaptées aux RBMK. En outre on recommande de faire le tour des données expérimentales relatives au cœur dégradé et aux produits de fission afin de recenser celles que l'on pourra utiliser pour les RBMK.

Une fois la phénoménologie bien comprise, il sera possible de s'attaquer aux questions liées à l'installation et qui sont :

- Quels délais faut-il prévoir avant que surviennent les principaux événements comme la défaillance d'un canal ou la propagation aux canaux adjacents d'un accident sur un canal ?
- Quelles sont les enseignements que l'on peut tirer sur le déroulement d'un accident grave avec les instruments actuels ?
- Peut-on refroidir un cœur qui se dégrade en rétablissant le débit de réfrigérant ?
- Comment savoir qu'un cœur gravement endommagé est refroidi et stable ?
- Un cœur gravement endommagé peut-il retourner à l'état critique ?
- Une défaillance de la cavité du réacteur est-elle possible et, dans l'affirmative, au bout de combien de temps ?
- Quelle fraction des produits de fission sera retenue dans les tuyauteries ou dans le bâtiment réacteur ?
- Quel est l'impact du graphite sur la phase à long terme des accidents graves, notamment sur le rejet à long terme des produits de fission ?

De même que pour la phénoménologie, il serait erroné de s'en tenir à des réponses préconçues dictées par notre expérience des réacteurs à cuves sous pression. L'injection d'eau dans un cœur endommagé, par exemple, peut être déconseillée en toute circonstance étant donné que la

réaction avec le modérateur en graphite risque d'aggraver l'accident. On se concentrera donc sur les recherches susceptibles d'apporter le plus, sans entrer dans un luxe de détail.

Pour trouver des réponses à ces questions, notamment des renseignements susceptibles d'éclairer les décisions en matière de gestion des accidents, des modèles adaptés aux calculs des installations doivent être mis au point. On s'efforcera par ce travail de modélisation de concevoir des outils (ou ensembles d'outils) simples et adaptables qui permettent de résoudre les questions spécifiques aux centrales, surtout en ce qui concerne la gestion des accidents. On a donc besoin de codes paramétriques simples car ce sont les mieux à même de répondre aux questions propres à chaque installation étant donné qu'ils peuvent servir à produire des bornes raisonnables applicables aux paramètres importants de la centrale, comme des échelles de temps ou des températures. Les codes réalistes de type « meilleure estimation », qui sont plus complexes, devraient être réservés aux calculs détaillés effectués pour tester les performances des codes plus simples et aux calculs de la thermohydraulique du cœur entier qui nécessitent la modélisation du comportement de plusieurs canaux. Ces deux types de codes peuvent s'inspirer des codes de calcul des réacteurs à cuves sous pression. Pour les codes paramétriques, il faut procéder à une validation sur les bases de données expérimentales et à des tests à l'aide de calculs détaillés effectués avec des codes réalistes, et examiner si l'extrapolation des modèles à l'échelle de la centrale est raisonnable.

La confiance que l'on pourra avoir dans les résultats sera essentiellement fonction de la qualité des différents modèles phénoménologiques contenus dans les codes. Cependant, il faudra effectuer au moins quelques expériences globales sur l'échauffement des grappes combustibles pour vérifier que les interactions entre les processus fondamentaux sont correctement représentées dans les codes. Or il est vraisemblable que l'on ait besoin pour ces expériences d'une installation d'essai nouvelle ou adaptée. Sa taille et son échelle dépendront des résultats des recherches sur la phénoménologie. Les principaux paramètres, comme la température maximale, devront d'abord être établis par des recherches phénoménologiques. Par exemple, si le mécanisme principal de dégradation du combustible est la liquéfaction, il faudra prévoir des températures plus élevées que s'il s'agit de fragmentation solide et d'effondrement des grappes de commande. Ces paramètres auront par conséquent de fortes répercussions sur les coûts et la faisabilité technique des recherches.

10. CONCLUSIONS ET RECOMMANDATIONS

Le Groupe de soutien de l'OCDE sur les recherches nécessaires sur la sûreté des réacteurs de conception russe, constitué de spécialistes des pays Membres de l'OCDE et de Russie est parvenu aux conclusions suivantes.

Conclusions générales

Importance des recherches sur la sûreté des VVER et des RBMK

La recherche sur la sûreté nucléaire fournit aux concepteurs et exploitants de centrales nucléaires et aux spécialistes de la réglementation les informations dont ils ont besoin pour résoudre les questions de sûreté et prévoir des problèmes qui risquent de devenir importants. En effet, les progrès de la sûreté nucléaire sont dus en grande partie à une meilleure connaissance des phénomènes qui la déterminent.

Pour les besoins de ce rapport, nous avons cherché à identifier dans leurs grandes lignes les recherches nécessaires : la description d'un programme de travail détaillé relève de la définition de futurs projets.

L'accent est mis dans l'étude sur les réacteurs de la filière VVER parce que les pays Membres de l'AEN disposent d'une base de connaissances plus fournie sur les REP. Pour les RBMK, l'étude ne conclut pas à la possibilité d'établir des niveaux de sûreté acceptables et se concentre sur les efforts à court terme qui peuvent atténuer le risque pour le public. Les besoins en recherches sur la sûreté devront être évalués en fonction de la durée de vie prévue des réacteurs.

À court terme, l'application la plus importante des recherches sur la sûreté des VVER et des RBMK consistera à asseoir sur une base technique solide les procédures de gestion des accidents selon l'approche par états (APE) qu'utilisera le personnel des centrales nucléaires pour éviter les accidents ou en arrêter la progression et pour planifier de nouvelles améliorations de la sûreté. Pour les RBMK, il faudra privilégier les recherches permettant d'acquérir cette base technique de façon à pouvoir en exploiter les résultats à courte échéance.

Éviter l'isolement et rattraper les retards technologiques

Dans la mesure où l'isolement technique des PECO/NEI a contribué à la situation dans laquelle ils se trouvent aujourd'hui, la coopération entre les pays occidentaux et ces pays ne peut être que bénéfique. La technologie occidentale, qui a déjà atteint un très bon niveau, continue de se perfectionner. Il serait bon d'engager des ressources suffisantes pour associer les concepteurs, exploitants et spécialistes de la réglementation des réacteurs de conception russe à la mise au point de

la prochaine génération de technologies de sûreté de façon à combler tout retard technologique important dans un délai raisonnable.

Les recherches sur la sûreté seront déterminantes

Il y a tout lieu d'espérer que les recherches en sûreté préconisées dans ce rapport auront un effet déterminant sur la sécurité du public si elle sont couronnées de succès et effectivement appliquées. Cet espoir se fonde sur la moisson de progrès que la recherche en sûreté dans les pays de l'OCDE a permis d'accomplir. On en trouvera une description dans la section du rapport intitulée « Utilisations des recherches sur la sûreté ». Les recherches recommandées dans ce rapport font d'ailleurs pendant au travail mené jusqu'à présent avec succès dans les pays de l'OCDE.

Les recherches sur la sûreté des RBMK ne font que commencer

Étant donné les ressemblances qui existent entre la technologie des REP occidentaux et celle des VVER russes, et leur utilisation à grande échelle dans le monde, nous disposons d'une expérience beaucoup plus riche sur les REP/VVER que sur les RBMK, qui explique d'ailleurs que les besoins en recherches recensés dans le présent rapport soient beaucoup plus détaillés pour les VVER que pour les RBMK. Par contre, les recherches sur les RBMK, qui s'appuient sur une expérience beaucoup plus limitée ne sont pas aussi avancées, même si une partie de l'expérience acquise dans les réacteurs à tube de force qu'exploitent les pays occidentaux peut s'appliquer aux RBMK. De ce fait, si les grands domaines de recherche à explorer sont identiques pour les deux types de réacteurs, certaines recherches spécifiques à entreprendre peuvent être beaucoup plus pointues dans le cas des VVER.

Conclusions techniques

Évaluation de la sûreté en exploitation

On ne saurait surestimer la contribution de l'homme à l'amélioration de la sûreté d'exploitation des réacteurs. Dans les réacteurs actuels, la recherche sur la sûreté en exploitation est hautement prioritaire car les améliorations sur ce plan se heurtent à moins d'obstacles que des modifications de la conception. De plus, intervenir à ce niveau permet souvent d'abaisser fortement le risque dans la mesure où les réacteurs en exploitation exigent en général davantage des opérateurs que les nouvelles filières.

Ces recherches sur la sûreté en exploitation revêtent une importance extrême pour tous les types de réacteurs, qu'il s'agisse des VVER ou des RBMK. Parmi ces recherches on compte les travaux en vue d'abaisser la fréquence des erreurs humaines, la constitution de bases de données d'EPS pour les réacteurs de conception russe qui intègrent la fiabilité des matériels et la fiabilité humaine, la mise au point de méthodes de prévision des précurseurs d'accidents, l'amélioration de la surveillance des matériels de sûreté, l'enrichissement des bases de données de fiabilité sur le contrôle commande et l'amélioration des méthodes de fixation des points de consignes, ainsi que l'établissement des bases techniques des procédures de conduite accidentelle pour les réacteurs de conception russe.

Thermohydraulique et physique des VVER dans les conditions de dimensionnement

Les phénomènes thermohydrauliques et la cinétique des réacteurs déterminent les conditions de fonctionnement normal de même que le déroulement des accidents de dimensionnement et hors dimensionnement dans les VVER. L'amélioration de la sûreté, y compris la conception de procédures de gestion des accidents, dépend de la qualité de l'analyse de la sûreté et des codes validés de thermohydraulique et de cinétique du réacteur. Les recherches dans ce domaine devraient tendre vers une validation complète des codes pour les caractéristiques particulières des VVER. L'extension de ces codes aux procédures de gestion des accidents est vitale pour la sûreté des réacteurs. Des expériences doivent donc être entreprises pour valider les codes utilisés dans les évaluations de la sûreté des VVER.

Il faudra, pour les mêmes raisons, effectuer des recherches afin de valider les codes de calcul des enceintes. L'efficacité du système de condensation par barbotage doit être confirmée par des recherches spécifiques (globales et analytiques).

Intégrité des matériels et structures de VVER

L'intégrité de l'enveloppe du circuit primaire et l'étanchéité de l'enceinte ou du confinement étant essentielles, les méthodes permettant de les évaluer doivent être vérifiées. Pour garantir l'intégrité de la cuve, il faut aussi enrichir la base de données sur les propriétés des matériaux situés dans les zones de soudures exposées aux rayonnements et à proximité, dans les VVER-440 et les VVER 1000, et étudier tout particulièrement les conditions de refragilisation des cuves de VVER-440 près un ou plusieurs cycles d'irradiation/recuit.

D'autre part, on a besoin de modèles décrivant plus finement les composants de l'enveloppe sous pression et les enceintes, pour les évaluations, et de données expérimentales, pour les vérifications. Enfin, l'évaluation de la durée de vie restante des composants exige des techniques perfectionnées de contrôle non destructif adaptées à la surveillance des propriétés de matériaux réels.

Accidents graves dans les VVER

Il s'agit en toute première priorité de perfectionner les évaluations de la sûreté des centrales en exploitation, et donc d'entreprendre des recherches pour affiner les codes, pour valider les procédures de gestion des accidents et quantifier les marges de sûreté. Malgré le travail considérable réalisé dans les pays de l'OCDE au cours des décennies précédentes, on a toujours besoin de recherches ciblées sur des problèmes particuliers. En général, les besoins en recherches sur les réacteurs de conception russe concernent les mêmes problèmes, mais il faudra aussi réaliser des études sur les particularités des VVER : constituer des bases de données sur les propriétés et interactions des matériaux de VVER, étudier le comportement de l'enceinte au cours d'un accident hors dimensionnement, modéliser le terme source pour les VVER et étudier le risque hydrogène.

Thermohydraulique des RBMK dans les conditions de dimensionnement

Comme pour les VVER, les améliorations de la sûreté dépendront de la qualité de l'analyse et des codes validés de thermohydraulique et de cinétique des réacteurs. Il faut donc entreprendre des recherches afin d'enrichir la base technique qui servira à établir les critères de sûreté pour les

défaillances du combustible et des canaux de combustible et pour la répartition de l'hydrogène après un accident. En matière d'analyse, des recherches sont nécessaires pour valider les codes réalistes intégraux de thermohydraulique, augmenter la précision de la base de données neutroniques et coupler les codes de neutronique et de thermohydraulique réalistes. S'agissant de la thermohydraulique de l'enceinte et de la cavité des réacteurs, la recherche devra porter sur l'amélioration et la validation des codes réalistes décrivant le comportement de ces deux structures.

Intégrité des matériels et structures de RBMK

L'intégrité du circuit primaire, notamment des canaux de combustible pose un problème de sûreté majeur dans les RBMK. Pour vérifier les méthodes d'évaluation de cette intégrité, des recherches doivent être entreprises de toute urgence. Il s'agira notamment de mettre au point des méthodes perfectionnées d'inspection en service, d'améliorer les méthodes de surveillance et d'évaluation de l'intégrité des canaux de combustibles permettant de détecter les effets du vieillissement, de mettre au point des modèles analytiques de rupture des canaux de combustible et des modèles analytiques de comportement des canaux combustibles soumis aux chargements dus à la rupture de canaux combustibles et aux chargements sismiques. On a également besoin de données expérimentales pour approfondir les propriétés des matériaux, évaluer l'intégrité et vérifier les modèles analytiques.

Accidents graves dans les RBMK

Prévenir les accidents est le meilleur moyen de combattre le risque que présentent les RBMK. Il faut donc compter sur la gestion des accidents pour atténuer la gravité d'un accident grave parce qu'il n'existe pas d'enceinte protégeant la totalité du réacteur. Or, en cas d'endommagement grave du combustible par suite d'une insertion rapide de réactivité, on n'a pas le temps de mettre en place un dispositif de gestion des accidents. D'où l'importance d'éviter les accidents de réactivité ou d'en limiter la gravité. En revanche, lorsque l'on a à faire à une perte de source froide et à des accidents hors dimensionnement, on dispose d'un temps suffisant pour atténuer la gravité de l'accident par des mesures de gestion des accidents. On a besoin, pour ce faire, de modèles physiques et de codes paramétriques simples que l'on utilisera ensuite systématiquement dans les analyses de sûreté des différentes centrales. Ces modèles et codes devront être conçus à partir des bases de données que possèdent les pays de l'OCDE et la Russie et, suivant les cas, d'expériences analytiques et globales supplémentaires portant spécifiquement sur les RBMK, par exemple pour les calculs de l'échauffement du combustible et des interactions entre le zirconium et le graphite.

Recommandations concernant les recherches en sûreté

Comment en assurer la réalisation ?

Nous recommandons d'établir un plan stratégique de recherches sur la sûreté qui définisse les objectifs, les produits attendus de la recherche et décrive comment et quand mettre en œuvre les travaux. Ce plan doit établir, en outre, les priorités de la recherche en fonction des besoins de ceux qui en exploiteront les résultats. Il est appelé à devenir en fait le principe d'organisation du programme de recherche en sûreté et à répondre aux questions que les établissements de financement seront susceptibles de poser lorsqu'elles décideront de l'attribution de ressources.

Mais il ne suffit pas, pour que soient lancées des recherches sur la sûreté, de dresser une liste de sujets ou de formuler des propositions. Ce rapport sur les besoins peut servir de point de départ pour l'élaboration d'un plan stratégique adapté.

Comment en assurer l'efficacité ?

Nous recommandons d'associer tous les principaux intervenants de la communauté nucléaire à l'Est au processus de planification, à la réalisation des recherches et à l'exploitation des résultats pour améliorer la sûreté. Par intervenants nous entendons les fonctionnaires responsables au sein des gouvernements de la réglementation de l'énergie et de la sûreté, les propriétaires/exploitants de centrales nucléaires, les concepteurs et constructeurs de réacteurs et les établissements de recherche sur la sûreté. Leur participation est essentielle à tous les stades, depuis la planification des recherches et la mise en route du travail à sa réalisation et à l'application des résultats.

Rôle de la coopération internationale

La sûreté nucléaire est par excellence un thème international. La collaboration peut prendre de multiples formes, dont les échanges d'informations et d'expérience et le partage de ressources. Elle joue depuis longtemps un rôle important dans la recherche sur la sûreté nucléaire. Étant donné les restrictions actuelles des budgets de recherche et la convergence des objectifs et des intérêts concernant les résultats de ces recherches, la nécessité de collaborer devrait se renforcer encore. La coopération avec les pays de l'Est s'est bien améliorée ces dernières années notamment dans le domaine de la sûreté des réacteurs et de la recherche sur ce thème. Nous avons recensé ici, parmi les recherches à entreprendre sur les réacteurs de conception russe, de multiples possibilités de collaboration internationale. Il s'agit donc de développer la collaboration si nous voulons rompre l'isolement technique que connaissent actuellement les pays exploitant ces réacteurs. Il convient néanmoins de souligner que cette recherche internationale ne saurait se substituer à des programmes nationaux bien conçus. Il existe un seuil pour les programmes nationaux en dessous duquel ils perdent leur efficacité malgré tous les stimulants que pourraient leur donner la collaboration internationale.

Nous recommandons donc la coopération internationale pour les recherches sur la sûreté des réacteurs. Elle est synonyme de partage des connaissances, des spécialistes et des ressources financières. Elle offre la possibilité de mettre en commun les meilleurs moyens d'explorer un problème dont dispose la communauté internationale, et non pas un pays isolé, ce dont la qualité du travail et les résultats ne peuvent que bénéficier.

Transferts de la technologie de la sûreté

Étant donné l'énorme quantité de données issues de la recherche effectuée dans les pays Membres de l'OCDE qui s'appliquent aux problèmes de sûreté des réacteurs de conception russe, on s'efforcera de trouver et d'utiliser de nouveaux moyens de partager les informations et d'en évaluer l'application aux réacteurs des pays de l'Est. Nous sommes d'avis qu'un forum d'échange sur des sujets techniques particuliers serait un moyen efficace de potentialiser les transferts d'informations et de réduire les risques de chevauchement d'activité.

ANNEXE 1

MEMBRES DU GROUPE DE SOUTIEN DE L'OCDE SUR LES RECHERCHES NÉCESSAIRES SUR LA SÛRETÉ DES RÉACTEURS DE CONCEPTION RUSSE

M. Eric S. Bekjord, Président, consultant, États-Unis d'Amérique
M. R. Allan Brown, EACL, Canada
M. Heikki Holmstrom, VTT Energy, Finlande
M. Michel Réocreux, IPSN, CEA, France
M. Helmut Schulz, GRS, Allemagne
M. Klaus Liesch, GRS, Allemagne
M. Giampiero Santarossa, ENEA, Italie
M. Yoshitaka Hayamizu, PNC, Japon
M. Vladimir Asmolov, Institut Kourtchatov, Russie
M. Leonid Bolshov, IBRAE, Académie des sciences de Russie
M. Sergei Bougaenko, RDIPE/NIKIET, Russie
M. Yuri N. Nikitin, RDIPE/NIKIET, Russie
M. Vladimir Proklov, NSI Institut Kourtchatov, Russie
M. Alexandre Potapov, ENTEK/RDIPE, Russie
M. Stephen R. Kinnersly, AEA Technology, Royaume-Uni
M. Valerii Strizhov, IBRAE, Académie des sciences de Russie
M. Leonid M. Voronin, VNIIAES, Russie
M. John R. Honekamp, PNL, États-Unis d'Amérique

Secrétariat :

M. Gianni M. Frescura, Division de la Sûreté Nucléaire, OCDE (AEN)
M. Nobuo Maki, Division de la Sûreté Nucléaire, OCDE (AEN)
M. Javier Reig, Division de la Sûreté Nucléaire, OCDE (AEN)
M. Herbert E. Rosinger, Consultant.

ANNEXE 2

RESPONSABLES DES TÂCHES ET CO-AUTEURS DES CHAPITRES DE CE RAPPORT

3. Thermohydraulique et transitoires dans les VVER. **Responsables de la tâche** : Michel Réocreux, France, et Vladimir Proklov, Russie. **Co-auteurs** : A. Suslov, I. Elkin, A. Devkin, P. Alekseev, M. Lizorkin, A. Efanov et L. Yegorova (Russie).
4. Intégrité du matériel et des structures de VVER : **Responsables de la tâche** : Sergei Bougaenko, Russie, et Helmut Schulz, Allemagne. **Co-auteurs** : M. Getman, M. Dragunov et M. Vasiliev (Russie)
5. Accidents graves dans les VVER. **Responsables de la tâche** : Klaus Liesch, Allemagne et Valeri Strizhov, Russie. **Co-auteurs** : A. Efanov, S. Dorofeev, G. Taranov, M. Veshchunov (Russie)
6. Sûreté en exploitation. **Responsables de la tâche** : John R. Honekamp, États-Unis d'Amérique, et Leonid M. Voronin, Russie. **Co-auteurs** : M. Zentner et V.M. Vitkov (Russie).
7. Thermohydraulique et transitoires dans les RBMK. **Responsables de la tâche** : R. Allan Brown, Canada et Yuri N. Nikitin, Russie. **Co-auteurs** : M. C. Blahnik (Canada).
8. Intégrité du matériel et des structures de RBMK. **Responsables de la tâche** : Sergei Bougaenko, Russie, et Yoshitaka Hayamizu, Japon. **Co-auteurs** : A. Arjaev (Russie).
9. Accidents graves dans les RBMK. **Responsables de la tâche** : Stephen R. Kinnersly, Royaume-Uni, et Yuri N. Nikitin, Russie.

ANNEXE 3

RÉFÉRENCES

Sur le sujet en général :

1. *La recherche en matière de sûreté nucléaire dans les pays de l'OCDE*. Rapport OCDE/AEN 1994, ISBN 92-64-14258-7.
2. Scientific-Technical Collaboration in the Field of Reactor Safety between the EU, C&EEC and CIS. Draft Report of a Working Group on Thermal-Hydraulics, Reactor Physics, Severe Accident Analysis and Accident Management Procedures. Draft 5.4.96
3. Scientific-Technical Collaboration in the Field of Reactor Safety between the EU, C&EEC and CIS. Draft Report of a Working Group on Structural Integrity and Materials. Draft 10.5.96.

Chapitre 3 :

Proceedings of three International Seminars on Horizontal Steam Generators held in March 1992, September 1992 and October 1994 in Lappeenranta, Finlande, Université de technologie de Lappeenranta, Communications n° 18, 30 et 43.

K. Liesch (GRS) et M. Réocreux (IPSN), *Verification Matrix for Thermal-hydraulic System Codes Applied for VVER Analysis*, Rapport commun IPSN/GRS N°25, juillet 1995.

Fomichenko, N. Zenkin, P. Alekseev, K. Mikitiouk, *Elaboration and Validation of the Complex Dynamic 3-D Model for LWR Core Simulation Based on JAR-IQS and RELAP5/MOD3 Nodes*, Proc. of the 3rd CAMP meeting, USA, 1993.

Lizorkin, P. Fomichenko, S. Langenbuch, *Verification of the Coupling of the Thermal-Hydraulic System Code ATHLET and the 3-D Neutronics Model BIPR87*, Rapport RRC KI-GRS, 1994.

Kyrki-Rajamäki, R., *Three-dimensional Reactor Dynamics Code for VVER-type Nuclear Reactors*, Centre de recherche technique de Finlande, Publications de VTT N° 246, 1995.

A. Efanov et col., *Analytic and Experimental Investigations of Heat and Mass Transfer in Containment at Severe Accidents on VVER NPPs*, Proc. of IPPE, Obninsk, 1995.

Unified Bubble Condenser Research Projet, Rapport final, UBCRP 0594, Groupe de soutien de l'OCDE sur les VVER-440, mai 1994.

Chapitre 4 :

Ahlstrand, R. et al., *Management of Reactor Pressure Vessel Irradiation Embrittlement at the Loviisa Nuclear Power Plant*, Proc. International Topical Meeting on VVER Safety, Prague, République tchèque, 21-23 septembre 1995.

Chapitre 5 :

SESAM, *Mise en œuvre de la gestion des accidents graves dans les centrales nucléaires*, Rapport AEN/CSIN, 1996.

In-Vessel Core Degradation in LWR Severe Accidents : A State-of-the-Art Report. NEA/CSNI/R(91)12.

Chapitre 6 :

Results of NPP Operations in 1995 and Challenges for 1996, Concern Rosenergoatom.

P. Samanta et al., *Risk Sensitivity to Human Error*, NUREG/CR-5319, Brookhaven National Laboratory, avril 1989.

Chapitre 8 :

RBMK Nuclear Power Plants Generic Safety Issues, IAEA-EBP-RBMK-04, octobre 1995.

Safety Assessment of Proposed Improvements to RBMK Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-694, mars 1993.

Safety Assessment of Design Solutions and Proposed Improvements to Smolensk Unit 3 RBMK Nuclear Power Plant, IAEA-TECDOC-722, octobre 1993.

MAIN SALES OUTLETS OF OECD PUBLICATIONS
PRINCIPAUX POINTS DE VENTE DES PUBLICATIONS DE L'OCDE

AUSTRALIA – AUSTRALIE

D.A. Information Services
 648 Whitehorse Road, P.O.B 163
 Mitcham, Victoria 3132 Tel. (03) 9210.7777
 Fax: (03) 9210.7788

AUSTRIA – AUTRICHE

Gerold & Co.
 Graben 31
 Wien I Tel. (0222) 533.50.14
 Fax: (0222) 512.47.31.29

BELGIUM – BELGIQUE

Jean De Lannoy
 Avenue du Roi, Koningslaan 202
 B-1060 Bruxelles Tel. (02) 538.51.69/538.08.41
 Fax: (02) 538.08.41

CANADA

Renouf Publishing Company Ltd.
 5369 Canotek Road
 Unit 1
 Ottawa, Ont. K1J 9J3 Tel. (613) 745.2665
 Fax: (613) 745.7660

Stores:

71 1/2 Sparks Street
 Ottawa, Ont. K1P 5R1 Tel. (613) 238.8985
 Fax: (613) 238.6041

12 Adelaide Street West
 Toronto, QN M5H 1L6 Tel. (416) 363.3171
 Fax: (416) 363.5963

Les Éditions La Liberté Inc.
 3020 Chemin Sainte-Foy
 Sainte-Foy, PQ G1X 3V6 Tel. (418) 658.3763
 Fax: (418) 658.3763

Federal Publications Inc.
 165 University Avenue, Suite 701
 Toronto, ON M5H 3B8 Tel. (416) 860.1611
 Fax: (416) 860.1608

Les Publications Fédérales
 1185 Université
 Montréal, QC H3B 3A7 Tel. (514) 954.1633
 Fax: (514) 954.1635

CHINA – CHINE

Book Dept., China National Publications
 Import and Export Corporation (CNPIEC)
 16 Gongti E. Road, Chaoyang District
 Beijing 100020 Tel. (10) 6506-6688 Ext. 8402
 (10) 6506-3101

CHINESE TAIPEI – TAIPEI CHINOIS

Good Faith Worldwide Int'l. Co. Ltd.
 9th Floor, No. 118, Sec. 2
 Chung Hsiao E. Road
 Taipei Tel. (02) 391.7396/391.7397
 Fax: (02) 394.9176

CZECH REPUBLIC – RÉPUBLIQUE TCHÈQUE

National Information Centre
 NIS – prodejná
 Konviktská 5
 Praha 1 – 113 57 Tel. (02) 24.23.09.07
 Fax: (02) 24.22.94.33

E-mail: nkposp@dec.niz.cz
 Internet: http://www.nis.cz

DENMARK – DANEMARK

Munksgaard Book and Subscription Service
 35, Nørre Søgade, P.O. Box 2148
 DK-1016 København K Tel. (33) 12.85.70
 Fax: (33) 12.93.87

J. H. Schultz Information A/S,
 Herstedvang 12,
 DK – 2620 Albertslung Tel. 43 63 23 00
 Fax: 43 63 19 69

Internet: s-info@inet.uni-c.dk

EGYPT – ÉGYPTÉ

The Middle East Observer
 41 Sherif Street
 Cairo Tel. (2) 392.6919
 Fax: (2) 360.6804

FINLAND – FINLANDE

Akateeminen Kirjakauppa
 Keskuskatu 1, P.O. Box 128
 00100 Helsinki
 Subscription Services/Agence d'abonnements :
 P.O. Box 23
 00100 Helsinki Tel. (358) 9.121.4403
 Fax: (358) 9.121.4450

***FRANCE**

OECD/OCDE
 Mail Orders/Commandes par correspondance :
 2, rue André-Pascal
 75775 Paris Cedex 16 Tel. 33 (0)1.45.24.82.00
 Fax: 33 (0)1.49.10.42.76
 Telex: 640048 OCDE

Internet: Compte.PUBSINQ@oecd.org

Orders via Minitel, France only/
 Commandes par Minitel, France exclusivement :
 36 15 OCDE

OECD Bookshop/Librairie de l'OCDE :
 33, rue Octave-Feuillet
 75016 Paris Tel. 33 (0)1.45.24.81.81
 Fax: 33 (0)1.45.24.81.67

Dawson
 B.P. 40
 91121 Palaiseau Cedex Tel. 01.89.10.47.00
 Fax: 01.64.54.83.26

Documentation Française
 29, quai Voltaire
 75007 Paris Tel. 01.40.15.70.00

Economica
 49, rue Héricart
 75015 Paris Tel. 01.45.78.12.92
 Fax: 01.45.75.05.67

Gibert Jeune (Droit-Économie)
 6, place Saint-Michel
 75006 Paris Tel. 01.43.25.91.19

Librairie du Commerce International
 10, avenue d'Iéna
 75016 Paris Tel. 01.40.73.34.60

Librairie Dunod
 Université Paris-Dauphine
 Place du Maréchal-de-Lattre-de-Tassigny
 75016 Paris Tel. 01.44.05.40.13

Librairie Lavoisier
 11, rue Lavoisier
 75008 Paris Tel. 01.42.65.39.95

Librairie des Sciences Politiques
 30, rue Saint-Guillaume
 75007 Paris Tel. 01.45.48.36.02

P.U.F.
 49, boulevard Saint-Michel
 75005 Paris Tel. 01.43.25.83.40

Librairie de l'Université
 12a, rue Nazareth
 13100 Aix-en-Provence Tel. 04.42.26.18.08

Documentation Française
 165, rue Garibaldi
 69003 Lyon Tel. 04.78.63.32.23

Librairie Decitre
 29, place Bellecour
 69002 Lyon Tel. 04.72.40.54.54

Librairie Sauramps
 Le Triangle
 34967 Montpellier Cedex 2 Tel. 04.67.58.85.15
 Fax: 04.67.58.27.36

A la Sorbonne Actual
 23, rue de l'Hôtel-des-Postes
 06000 Nice Tel. 04.93.13.77.75
 Fax: 04.93.80.75.69

GERMANY – ALLEMAGNE

OECD Bonn Centre
 August-Bebel-Allee 6
 D-53175 Bonn Tel. (0228) 959.120
 Fax: (0228) 959.12.17

GREECE – GRÈCE

Librairie Kauffmann
 Stadiou 28
 10564 Athens Tel. (01) 32.55.321
 Fax: (01) 32.30.320

HONG-KONG

Swindon Book Co. Ltd.
 Astoria Bldg. 3F
 34 Ashley Road, Tsimshatsui
 Kowloon, Hong Kong Tel. 2376.2062
 Fax: 2376.0685

HUNGARY – HONGRIE

Euro Info Service
 Margitsziget, Európa Ház
 1138 Budapest Tel. (1) 111.60.61
 Fax: (1) 302.50.35

E-mail: euroinfo@mail.mata.vu.hu
 Internet: http://www.euroinfo.hu/index.html

ICELAND – ISLANDE

Mál og Menning
 Laugavegi 18, Pósthólf 392
 121 Reykjavik Tel. (1) 552.4240
 Fax: (1) 562.3523

INDIA – INDE

Oxford Book and Stationery Co.
 Scindia House
 New Delhi 110001 Tel. (11) 331.5896/5308
 Fax: (11) 332.2639

E-mail: oxford.publ@access.net.in
 17 Park Street
 Calcutta 700016 Tel. 240832

INDONESIA – INDONÉSIE

Pdii-Lipi
 P.O. Box 4298
 Jakarta 12042 Tel. (21) 573.34.67
 Fax: (21) 573.34.67

IRELAND – IRLANDE

Government Supplies Agency
 Publications Section
 4/5 Harcourt Road
 Dublin 2 Tel. 661.31.11
 Fax: 475.27.60

ISRAEL – ISRAËL

Praedicta
 5 Shatner Street
 P.O. Box 34030
 Jerusalem 91430 Tel. (2) 652.84.90/1/2
 Fax: (2) 652.84.93

R.O.Y. International
 P.O. Box 13056
 Tel Aviv 61130 Tel. (3) 546 1423
 Fax: (3) 546 1442

E-mail: royil@netvision.net.il

Palestinian Authority/Middle East:
 INDEX Information Services
 P.O.B. 19502
 Jerusalem Tel. (2) 627.16.34
 Fax: (2) 627.12.19

ITALY – ITALIE

Libreria Commissionaria Sansoni
 Via Duca di Calabria, 1/1
 50125 Firenze Tel. (055) 64.54.15
 Fax: (055) 64.12.57

E-mail: licosa@ftbcb.it

Via Bartolini 29
 20155 Milano Tel. (02) 36.50.83

Editrice e Libreria Herder
 Piazza Montecitorio 120
 00186 Roma Tel. 679.46.28
 Fax: 678.47.51

Libreria Hoepli
 Via Hoepli 5
 20121 Milano Tel. (02) 86.54.46
 Fax: (02) 805.28.86

Libreria Scientifica
Dott. Lucio de Biasio 'Aeiou'
Via Coronelli, 6
20146 Milano
Tel. (02) 48.95.45.52
Fax: (02) 48.95.45.48

JAPAN – JAPON

OECD Tokyo Centre
Landic Akasaka Building
2-3-4 Akasaka, Minato-ku
Tokyo 107
Tel. (81.3) 3586.2016
Fax: (81.3) 3584.7929

KOREA – CORÉE

Kyobo Book Centre Co. Ltd.
P.O. Box 1658, Kwang Hwa Moon
Seoul
Tel. 730.78.91
Fax: 735.00.30

MALAYSIA – MALAISIE

University of Malaya Bookshop
University of Malaya
P.O. Box 1127, Jalan Pantai Baru
59700 Kuala Lumpur
Malaysia
Tel. 756.5000/756.5425
Fax: 756.3246

MEXICO – MEXIQUE

OECD Mexico Centre
Edificio INFOTEC
Av. San Fernando no. 37
Col. Toriello Guerra
Tlalpan C.P. 14050
Mexico D.F.
Tel. (525) 528.10.38
Fax: (525) 606.13.07

E-mail: ocde@rtn.net.mx

NETHERLANDS – PAYS-BAS

SDU Uitgeverij Plantijnstraat
Externe Fondsen
Postbus 20014
2500 EA's-Gravenhage
Voor bestellingen:
Tel. (070) 37.89.880
Fax: (070) 34.75.778

Subscription Agency/
SWETS & ZEITLINGER BV
Heereweg 347B
P.O. Box 830
2160 SZ Lisse
Tel. 252.435.111
Fax: 252.415.888

NEW ZEALAND – NOUVELLE-ZÉLANDE

GPLegislation Services
P.O. Box 12418
Thorndon, Wellington
Tel. (04) 496.5655
Fax: (04) 496.5698

NORWAY – NORVÈGE

NIC INFO A/S
Ostensjoveien 18
P.O. Box 6512 Etterstad
0606 Oslo
Tel. (22) 97.45.00
Fax: (22) 97.45.45

PAKISTAN

Mirza Book Agency
65 Shahrah Quaid-E-Azam
Lahore 54000
Tel. (42) 735.36.01
Fax: (42) 576.37.14

PHILIPPINE – PHILIPPINES

International Booksources Center Inc.
Rm 179/920 Cityland 10 Condo Tower 2
HV dela Costa Ext cor Valero St.
Makati Metro Manila
Tel. (632) 817 9676
Fax: (632) 817 1741

POLAND – POLOGNE

Ars Polona
00-950 Warszawa
Krakowskie Przedmiescie 7
Tel. (22) 264760
Fax: (22) 265334

PORTUGAL

Livraria Portugal
Rua do Carmo 70-74
Apart. 2681
1200 Lisboa
Tel. (01) 347.49.82/5
Fax: (01) 347.02.64

SINGAPORE – SINGAPOUR

Ashgate Publishing
Asia Pacific Pte. Ltd
Golden Wheel Building, 04-03
41, Kallang Pudding Road
Singapore 349316
Tel. 741.5166
Fax: 742.9356

SPAIN – ESPAGNE

Mundi-Prensa Libros S.A.
Castelló 37, Apartado 1223
Madrid 28001
Tel. (91) 431.33.99
Fax: (91) 575.39.98
E-mail: mundiprensa@tsai.es
Internet: http://www.mundiprensa.es
Mundi-Prensa Barcelona
Consell de Cent No. 391
08009 – Barcelona
Tel. (93) 488.34.92
Fax: (93) 487.76.59

Libreria de la Generalitat

Palau Moja
Rambla dels Estudis, 118
08002 – Barcelona
(Suscripciones) Tel. (93) 318.80.12
(Publicaciones) Tel. (93) 302.67.23
Fax: (93) 412.18.54

SRI LANKA

Centre for Policy Research
c/o Colombo Agencies Ltd.
No. 300-304, Galle Road
Colombo 3
Tel. (1) 574240, 573551-2
Fax: (1) 575394, 510711

SWEDEN – SUÈDE

CE Fritzes AB
S-106 47 Stockholm
Tel. (08) 690.90.90
Fax: (08) 20.50.21

For electronic publications only/
Publications électroniques seulement
STATISTICS SWEDEN
Informationsservice
S-115 81 Stockholm
Tel. 8 783 5066
Fax: 8 783 4045

Subscription Agency/Agence d'abonnements :

Wennergren-Williams Info AB
P.O. Box 1305
171 25 Solna
Tel. (08) 705.97.50
Fax: (08) 27.00.71

Liber distribution
International organizations
Fagerstagatan 21
S-163 52 Spanga

SWITZERLAND – SUISSE

Maditec S.A. (Books and Periodicals/Livres
et périodiques)
Chemin des Palettes 4
Case postale 266
1020 Renens VD 1
Tel. (021) 635.08.65
Fax: (021) 635.07.80

Librairie Payot S.A.
4, place Pépinet
CP 3212
1002 Lausanne
Tel. (021) 320.25.11
Fax: (021) 320.25.14

Librairie Unilivres
6, rue de Candolle
1205 Genève
Tel. (022) 320.26.23
Fax: (022) 329.73.18

Subscription Agency/Agence d'abonnements :
Dynapresse Marketing S.A.
38, avenue Vibert
1227 Carouge
Tel. (022) 308.08.70
Fax: (022) 308.07.99

See also – Voir aussi :
OECD Bonn Centre
August-Bebel-Allee 6
D-53175 Bonn (Germany)
Tel. (0228) 959.120
Fax: (0228) 959.12.17

THAILAND – THAÏLANDE

Suksit Siam Co. Ltd.
113, 115 Fuang Nakhon Rd.
Opp. Wat Rajbopith
Bangkok 10200
Tel. (662) 225.9531/2
Fax: (662) 222.5188

TRINIDAD & TOBAGO, CARIBBEAN TRINITE-ET-TOBAGO, CARAÏBES

Systematics Studies Limited
9 Watts Street
Curepe
Trinidad & Tobago, W.I.
Tel. (1809) 645.3475
Fax: (1809) 662.5654

E-mail: tobe@trinidad.net

TUNISIA – TUNISIE

Grande Librairie Spécialisée
Fendri Ali
Avenue Haffouz Imm El-Intilaka
Bloc B 1 Sfax 3000
Tel. (216-4) 296 855
Fax: (216-4) 298.270

TURKEY – TURQUIE

Kültür Yayinlari Is-Türk Ltd.
Atatürk Bulvarı No. 191/Kat 13
06684 Kavaklıdere/Ankara
Tel. (312) 428.11.40 Ext. 2458
Fax : (312) 417.24.90

Dolmabahce Cad. No. 29
Besiktas/Istanbul
Tel. (212) 260 7188

UNITED KINGDOM – ROYAUME-UNI

The Stationery Office Ltd.
Postal orders only:
P.O. Box 276, London SW8 5DT
Gen. enquiries
Tel. (171) 873 0011
Fax: (171) 873 8463

The Stationery Office Ltd.
Postal orders only:
49 High Holborn, London WC1V 6HB

Branches at: Belfast, Birmingham, Bristol,
Edinburgh, Manchester

UNITED STATES – ÉTATS-UNIS

OECD Washington Center
2001 L Street N.W., Suite 650
Washington, D.C. 20036-4922
Tel. (202) 785.6323
Fax: (202) 785.0350

Internet: washcont@oecd.org

Subscriptions to OECD periodicals may also be placed through main subscription agencies.

Les abonnements aux publications périodiques de l'OCDE peuvent être souscrits auprès des principales agences d'abonnement.

Orders and inquiries from countries where Distributors have not yet been appointed should be sent to: OECD Publications, 2, rue André-Pascal, 75775 Paris Cedex 16, France.

Les commandes provenant de pays où l'OCDE n'a pas encore désigné de distributeur peuvent être adressées aux Éditions de l'OCDE, 2, rue André-Pascal, 75775 Paris Cedex 16, France.

12-1996