

Les réacteurs expérimentaux et leur contrôle

Experimental reactors and their regulation



Chargement de la cuve du réacteur à haut flux (RHF).

■ ■	Éditorial Foreword	4
■ ■	Le contrôle des réacteurs expérimentaux : la démarche de l'Autorité de sûreté nucléaire Experimental reactor regulation: the Nuclear Safety Authority's approach	5
	LE RÔLE DES RÉACTEURS EXPÉRIMENTAUX	
■ ■	Le poids des réacteurs expérimentaux dans les programmes de recherche : l'exemple de l'énergie nucléaire The importance of experimental reactors for research programs: The example of nuclear energy	15
	Les réacteurs expérimentaux The experimental nuclear reactors	20
	La contribution des réacteurs d'expérimentation aux recherches sur la sûreté Contribution of research reactors to the programmes for research and technological development on the safety	27
	LES SPÉCIFICITÉS DU CONTRÔLE DES RÉACTEURS EXPÉRIMENTAUX	
■ ■	La spécificité du contrôle des réacteurs expérimentaux : le point de vue de l'inspecteur de l'ASN The specific nature of experimental reactor regulation: the viewpoint of ASN's inspectors	35
	La sûreté des réacteurs de recherche vue du Groupe permanent réacteurs Research reactor safety from the advisory committee for nuclear reactors standpoint	41
	Les facteurs organisationnels et humains et la sûreté des réacteurs d'expérimentation The human factors and the safety of experimentation reactors	47
	Les réexamens de sûreté des réacteurs d'expérimentation en France Periodic safety review management for french research reactors	52
	CONCILIER RECHERCHE ET SÛRETÉ : LES RÉPONSES DES EXPLOITANTS ET DES CONCEPTEURS	
■ ■	Un enjeu majeur : concilier recherche et sûreté. Le point de vue du CEA A major issue: reconciling research and safety. The CEA's viewpoint	58
	Institut Laue-Langevin – Mise à disposition de faisceaux de neutrons auprès des expérimentateurs Laue-Langevin Institute – Neutron beams made available for experimentation	64
	Présentation du réacteur Jules Horowitz Presentation of the Jules Horowitz reactor	68
	CONCILIER RECHERCHE ET SÛRETÉ : LES RÉPONSES INTERNATIONALES	
■ ■	Le programme de l'AIEA sur la sûreté des réacteurs de recherche The IAEA programme on research reactor safety	74
	Les normes de sûreté de l'AIEA pour les réacteurs de recherche IAEA safety standards for research reactors	79
	Le réacteur rapide expérimental chinois China experimental fast reactor	84
	NRG-Petten : management de la sûreté Safety management at NRG-Petten	88
	POINTS DE VUE EXTÉRIEURS SUR LES RÉACTEURS EXPÉRIMENTAUX	
■ ■	L'enquête d'utilité publique sur la création du "Réacteur Jules Horowitz" à Cadarache et la participation locale Enquiry in the public interest, held at Cadarache into the construction of the reactor "Jules Horowitz" and the problems related to the public dialogue	91
	La recherche et la sûreté Research and safety	96
	LE CAS PARTICULIER DU RÉACTEUR THERMONUCLÉAIRE ITER	
■ ■	ITER: la "voie" vers une nouvelle source d'énergie ITER: the "path" to a new energy source	100

Éditorial

par André-Claude LACOSTE

Président de l'ASN

Les réacteurs expérimentaux sont des installations particulières. Ce sont à la fois des réacteurs, dans lesquels se déroule une réaction de fission en chaîne qu'il faut maîtriser avec l'ensemble des risques qui y sont associés. Mais ce sont également des installations conçues pour réaliser des recherches qui ne doivent pas être entravées par des contraintes de sûreté trop rigides. J'ai donc souhaité consacrer ce numéro aux réponses possibles à la problématique suivante : comment concilier recherche et sûreté ?

L'ASN s'attache, depuis plusieurs années, à mettre en œuvre le contrôle le plus adapté de ces réacteurs expérimentaux. Contrôle qui doit permettre d'atteindre un niveau de sûreté optimal ; mais contrôle qui doit également se concentrer sur les enjeux les plus importants en termes de sûreté et permettre à l'exploitant d'exercer pleinement sa responsabilité. Le système des autorisations internes, qui fonctionne depuis plusieurs années pour un certain nombre de réacteurs expérimentaux, vise à atteindre ce double objectif. Je souhaite que ce dispositif, d'abord créé pour les installations de recherche afin de répondre à leurs exigences, s'étende à un certain nombre d'autres installations nucléaires de base.

Être précurseurs, c'est d'ailleurs bien la principale caractéristique des réacteurs expérimentaux. Bien sûr, depuis la pile ZOE qui a "divergé" en 1948, ils ont ouvert la voie au développement de la filière nucléaire française en accompagnant toutes les étapes. Je n'oublie pas également leur contribution essentielle à l'amélioration de la sûreté grâce aux expériences menées dans des réacteurs comme PHEBUS ou CABRI et qui ont par exemple servi à mieux comprendre le déroulement d'un certain nombre d'accidents graves dans les réacteurs électrogènes.

C'est bien parce qu'ils ont cette caractéristique de précurseurs que l'ASN s'attache à ce que les réacteurs expérimentaux soient exemplaires en termes de sûreté. Elle est d'autant plus vigilante que les réacteurs expérimentaux actuellement en service en France sont des installations anciennes, datant souvent des années soixante. Inspections, analyse des incidents, réexamens de sûreté, appréciations sur la prise en compte des facteurs humains et organisationnels, etc., je veille à ce que la panoplie des outils que l'ASN met en œuvre pour exercer son contrôle y soit appliquée de manière rigoureuse.

Mais, d'autres enjeux nous attendent également à l'heure où de nouveaux réacteurs expérimentaux doivent être mis en service. Ainsi, l'ASN se positionnera dans les prochains mois sur la demande d'autorisation de création du réacteur Jules Horowitz à Cadarache. Le réacteur à fusion ITER, installation à forte visibilité internationale, doit également être construit à Cadarache. L'enjeu pour l'ASN est d'être en mesure d'exercer sur cette installation un contrôle aussi exhaustif que pour les autres INB, et en tenant compte du statut international de son exploitant.



Foreword

Experimental reactors are unique installations in as much as they are reactors in which a fission chain reaction occurs and which has to be controlled along with all its attendant risks, but they are also installations designed for research work, which must not be hampered by excessively rigid safety constraints. I therefore wanted to devote this issue of Contrôle to the following problem: how to reconcile research and safety?

For a number of years, ASN has been striving to optimise regulation of these experimental reactors. This regulation must lead to an optimum level of safety, but it must also concentrate on the most important safety issues and enable the licensee to exercise its responsibilities in full. The internal authorisations system, which has been in operation for several years with a number of experimental reactors, is designed to achieve this two-fold objective. This system was first of all created for research installations, in order to meet their own particular requirements, with the aim of subsequently extending it to a number of other nuclear installations.

Breaking new ground is naturally the primary role of experimental reactors. Since the Zoé pile first went critical in 1948, they paved the way for the development of the French nuclear power industry and were present at all steps along the route. One must also bear in mind their essential contribution to improving safety through the experiments conducted in reactors such as PHEBUS or CABRI, which were used for example to gain a clearer understanding of what actually happened during a number of serious accidents in electricity generating reactors.

It is because of this trailblazing role that ASN wants to see experimental reactors setting an example in the field of safety. It is all the more vigilant, as the experimental reactors currently in service in France are old installations, often dating back to the 1960s. Inspections, incident analysis, safety reviews, and assessment of the extent to which human and organisational factors are taken into account are among the wide range of tools rigorously implemented by ASN for its regulatory work.

However, there are other issues on the horizon, at a time when new experimental reactors are to enter service. In the coming months, ASN will issue an opinion concerning the application for authorisation to create the Jules Horowitz reactor in Cadarache. The ITER fusion reactor, an installation with a high international profile, is also to be built in Cadarache. The challenge for ASN will be its ability to regulate this installation as exhaustively as the other BNIs, taking into account the international status of its licensee.

Le contrôle des réacteurs expérimentaux : la démarche de l'Autorité de sûreté nucléaire

Experimental reactor regulation: the Nuclear Safety Authority's approach

par Jérôme Rieu, directeur des installations de recherche et des déchets, Dorothée Conte, adjointe au directeur des installations de recherche et des déchets, Alexandre Chevallier, chargé d'affaires à la Direction des installations de recherche et des déchets – ASN

La France possède sur son territoire plusieurs types de réacteurs expérimentaux et de recherche. À la différence des réacteurs à eau sous pression (REP) destinés à produire de l'électricité, construits presque à l'identique, ils ont tous une vocation spécifique liée aux grands axes de la recherche française et, de ce fait, des particularités qui font de chacun un modèle unique auquel sont associés des enjeux de sûreté particuliers.

Comme pour les autres installations nucléaires de base (INB), l'ASN est chargée du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection de ces réacteurs expérimentaux. Elle a pour objectif de mettre en œuvre un contrôle et une surveillance permettant de s'assurer qu'ils ont le niveau de sûreté le plus élevé possible tout en étant adaptés à leurs spécificités, notamment à leur "modularité". La déclinaison du système des "autorizations internes" aux différents aspects de l'exploitation des réacteurs expérimentaux va dans le sens de cet objectif.

Le parc de réacteurs expérimentaux français est ancien, la majorité de ces installations ayant été mises en service dans les années soixante: l'ASN s'attache à ce que ce vieillissement n'entraîne pas de dégradation de la sûreté des installations. Par ailleurs, le parc de réacteurs expérimentaux français devrait prochainement s'enrichir de nouvelles installations, élargissant le champ de doctrine et d'intervention de l'ASN, avec toujours l'objectif de faire progresser la sûreté.

Pour chaque type de réacteur expérimental, l'ASN s'assure que les principaux enjeux de sûreté sont pris en compte

L'objet des réacteurs expérimentaux et de recherche est de permettre la réalisation d'expérimentations qui sont très diverses: compréhension de phénomènes physiques, tests de matériaux, de vieillissement sous irradiation, etc. Les faisceaux

de neutrons produits dans certains réacteurs peuvent également être utilisés par les chercheurs pour l'exploration de la matière.

On trouve en France un panel de réacteurs expérimentaux représentatifs de ceux existants à travers le monde. Ainsi, on peut regrouper ces réacteurs en 5 grandes catégories, à chacune desquelles correspond un ou plusieurs enjeux de sûreté dont l'ASN s'assure qu'ils sont bien pris en compte.

Les maquettes critiques

Il s'agit d'EOLE, MINERVE et MASURCA, situées sur le site du CEA de Cadarache. Elles ont pour objet l'étude de la production de neutrons par la réaction



Introduction de crayons dans le cœur d'EOLE

Executive Summary

Research reactors in France are of different types and present different hazards. Even if methods of control become more and more similar to those of power reactors, the French Nuclear Safety Authority (ASN) works to allow the necessary flexibility in the ever changing research reactor field while ensuring a high level of safety. Adopting the internal authorizations for operations of minor safety significance, under certain conditions, is one example of this approach.

Another challenge in the coming years for ASN is to monitor the ageing of the French research reactors. This includes periodic safety reviews for each facility every ten years. But ASN has also to regulate the new research reactor projects such as Jules Horowitz Reactor, International Thermonuclear Experimental Reactor, which are about to be built.





de fission des atomes. Leur principal intérêt réside dans le fait que la configuration de leur cœur n'est pas figée. Ces installations fonctionnent généralement à de faibles puissances. L'ASN considère que l'enjeu majeur de sûreté de ces installations est de s'assurer qu'une nouvelle configuration, qu'elle soit le fruit d'une modification d'un cœur déjà étudié ou de la mise en œuvre d'un cœur entièrement nouveau, ne présente pas de risques nouveaux, non étudiés ou insuffisamment maîtrisés.

Les réacteurs producteurs de faisceaux de neutrons

Il s'agit d'ORPHEE sur le site du CEA de Saclay et du Réacteur à haut flux (RHF) à Grenoble. Le RHF est le seul réacteur expérimental français à ne pas être exploité par le CEA mais par l'Institut Laue-Langevin (ILL). Leur objet est de produire des faisceaux de neutrons qui, partant du cœur dans lequel se produisent les réactions de fission, vont être conduits au travers de tubes guides vers des cellules d'expérimentation dans lesquelles ils seront utilisés comme "sondes de la matière". Ces réacteurs ont une configuration de cœur figée pour assurer une production constante et régulière de neutrons. Leur puissance s'étend de quelques



méga watts (MW) à quelques dizaines de MW. Un des risques essentiels dont l'ASN s'assure qu'ils sont pris en compte, propre à ces installations, est lié à la présence au sein de l'INB de nombreux chercheurs expérimentant directement sur les faisceaux, ce qui nécessite de mettre en œuvre et de faire respecter des dispositions de radioprotection adaptées. L'ASN s'assure aussi que le risque de perte d'étanchéité lié à la multiplicité des tubes guides des faisceaux est également pris en compte.

Les réacteurs dédiés aux études et essais de sûreté

Ce sont les réacteurs CABRI et PHEBUS, situés sur le site du CEA de Cadarache. Leur objet est de reproduire, à une échelle très réduite, des situations accidentelles des réacteurs de puissance afin de mieux appréhender les scénarios, les phénomènes physiques et chimiques mis en jeu et leurs conséquences potentielles. Les essais correspondants durent de quelques millisecondes à quelques heures. Cependant, la préparation de l'expérience, l'assainissement de l'installation après l'expérience, ainsi que l'analyse et l'exploitation des résultats s'étendent sur plusieurs mois ou années. La réaction de fission nécessaire pour obtenir les conditions d'expérience est obtenue grâce au cœur nourricier du réacteur, dont la configuration connaît peu de variations. L'échantillon de combustible à tester est placé dans une "boucle d'essai", à savoir un circuit hermétiquement fermé, spécialement conçu pour chaque expérience, et qui est positionné au milieu du cœur nourricier. Ce système permet d'atteindre des conditions de température ou de pression extrêmes dans la boucle sans altérer les conditions de fonctionnement du cœur nourricier. Ce sont ces conditions extrêmes qui constituent un enjeu de sûreté tout à fait particulier dont l'ASN s'assure qu'il est correctement pris en compte.

Les réacteurs destinés à la réalisation d'expérimentations en cœur

Il s'agit d'OSIRIS, sur le site du CEA de Saclay et PHENIX, sur le site du CEA de Marcoule. OSIRIS est un réacteur d'irradiation technologique permettant de réaliser des études de tenue sous irradiation de combustibles et matériaux de structure des installations nucléaires. Dans quelques années, le futur réacteur Jules Horowitz, RJH, devrait prendre sa suite. PHENIX est un réacteur prototype de la filière à neutrons rapides conçu pour produire de l'électricité mais dont la principale vocation depuis son



Cœur du réacteur expérimental PHÉBUS à Cadarache

redémarrage après rénovation en 2003 est devenue la réalisation d'expérimentation en cœur. Ces deux installations dégagent une puissance relativement significative, pour conduire les expériences qui s'y déroulent. Dans ces réacteurs, bien que les éléments combustibles soient invariants, les configurations du cœur sont en permanente évolution. En effet, les irradiations de dispositifs expérimentaux, qui ont une influence sur la réactivité du cœur, sont réalisées à l'intérieur de celui-ci ou à sa proche périphérie. L'ASN doit ici aussi s'assurer que les

risques présentés par chaque nouvelle configuration du cœur sont étudiés et suffisamment maîtrisés.

Les réacteurs d'enseignement

Il s'agit d'ULYSSE et ISIS situés sur le site du CEA de Saclay. Ces réacteurs ne nécessitent pas une forte puissance. De fait, ils sont conçus pour être souples et simples d'utilisation. Les activités d'enseignement d'ULYSSE, dont l'exploitation a été définitivement arrêtée en février 2007, seront désormais réalisées sur ISIS. L'enjeu pour l'ASN est de s'assurer que les spécificités des activités d'enseignement sont correctement appréhendées.

À ce panorama s'ajoutent un certain nombre de réacteurs expérimentaux démantelés ou en cours de démantèlement (comme le réacteur universitaire de Strasbourg ou les réacteurs SILOE et SILOETTE à Grenoble). Il faut également noter qu'il y a en France trois réacteurs expérimentaux (CALIBAN, PROSPERO, APPAREILLAGE B), contrôlés par le délégué à la sûreté nucléaire pour les installations intéressant la défense (DSND).



Implantation des réacteurs expérimentaux en France



L'ASN exerce son contrôle des réacteurs expérimentaux dans le même cadre que pour les autres INB

Comme indiqué ci-dessus, les réacteurs de recherche et d'expérimentation sont très différents les uns des autres, tant par les risques qu'ils présentent, par la manière dont ils sont exploités que par leurs finalités. Ils sont également très différents des réacteurs électrogènes exploités par EDF. Ils sont néanmoins tous soumis au même cadre réglementaire que toutes les INB et sont contrôlés par l'ASN.

Le texte principal qui régit aujourd'hui en France les activités d'exploitation d'une INB est la loi relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire, dite "loi TSN", du 13 juin 2006. Elle énonce notamment les grands principes à respecter dans l'exercice des activités nucléaires (principe de précaution, principe d'action préventive, principe du pollueur-payeur et principe de responsabilité première de l'exploitant) ainsi que les principes généraux de radioprotection (principes de justification, d'optimisation et de limitation des conséquences). Les installations nucléaires de base sont également soumises à des réglementations spécifiques qui touchent toutes les étapes de leur vie (construction, fonctionnement, démantèlement), leurs prélèvements d'eau et leurs rejets, la radioprotection des travailleurs et du public, la prévention et la limitation des nuisances et des risques externes, l'exploitation des appareils à pression (voir l'encadré ci-après), la qualité, le contrôle des matières nucléaires, les transports de matières radioactives... L'ensemble de ces textes réglementaires s'appuient sur des recommandations ou des normes européennes et internationales, qu'elles proviennent de la Commission européenne, de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) ou encore de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR).

L'ensemble des textes édictés par les pouvoirs publics sont généraux et ne permettent pas, à eux seuls, de définir des points précis comme le domaine de fonctionnement d'un réacteur nucléaire. À cet effet, l'exploitant établit un "référentiel de sûreté", sur la base de la démonstration de la sûreté de son installation.

Le référentiel de sûreté des réacteurs de recherche, comme celui de toutes les INB, est composé :

- d'un rapport de sûreté qui décrit le dimensionnement de l'installation et les dispositions prises pour

prévenir les accidents et en limiter les effets, les composantes essentielles de l'installation et démontre que l'exploitation se fera dans des limites compatibles avec les exigences de sûreté ;

- de prescriptions techniques, imposées par l'ASN, qui viennent compléter le décret d'autorisation de l'installation ;

- de règles générales d'exploitation (RGE), document opérationnel qui vise à démontrer comment obtenir le niveau de sûreté justifié dans le rapport de sûreté et rester dans les limites précédemment définies ;

- d'un plan d'urgence interne (PUI) qui décrit les moyens et les opérations à mettre en œuvre en cas d'accident grave ;

- d'une autorisation de rejets et de prélèvements d'eau qui prescrit les limites hautes de ce que l'installation peut prélever en eau et rejeter comme effluents liquides et gazeux.

Le référentiel de sûreté est examiné par l'ASN et son appui technique l'IRSN. Tant que l'installation est exploitée dans les limites de son référentiel, il n'est pas nécessaire de demander d'autorisation supplémentaire pour l'exploitation courante. L'ASN, lors d'inspections sur les sites concernés, s'assure du respect de ce référentiel au quotidien.

L'évolution constante des réacteurs expérimentaux, due à leur vocation de recherche, impose un suivi particulier et de fréquentes mises à jour des documents de sûreté. Pour l'ASN, l'enjeu est de pouvoir donner aux exploitants un cadre adapté aux spécificités de fonctionnement de ces réacteurs, notamment leur modularité, tout en s'assurant que celui-ci permet de garantir un niveau de sûreté satisfaisant. L'objectif est en effet d'éviter des autorisations trop fréquentes et correspondant à des enjeux de sûreté faibles, monopolisant ainsi les ressources de l'ASN et de l'exploitant au détriment de sujets plus importants en termes de sûreté ou de qualité d'exploitation.

Pour répondre à la nécessaire modularité des réacteurs expérimentaux, l'ASN a mis en place un système d'"autorisations internes"

Pour répondre à la problématique précédente, l'ASN a conçu et développé le principe des autorisations internes. Il vise à répondre à plusieurs objectifs :

- permettre à l'exploitant nucléaire d'exercer pleinement sa responsabilité ;

- homogénéiser, dans la mesure du possible, les pratiques entre les différentes installations ;

De nouvelles exigences pour les équipements sous pression nucléaire des réacteurs de recherche

Jusqu'en 1999, la construction et l'emploi des appareils à pression classiques étaient régis par deux textes anciens mais essentiels : des décrets de 1926 et 1943. Pour les centrales nucléaires productrices d'électricité, une réglementation spécifique avait été élaborée dans les années soixante-dix pour tenir compte de leurs particularités mais celle-ci ne s'appliquait pas aux réacteurs de recherche civils du CEA. C'est ainsi que, jusqu'à une période récente, ces derniers étaient soumis à des exigences qui ne tenaient pas compte de leurs spécificités nucléaires. À la fin des années quatre-vingt-dix, l'adoption au niveau européen d'une directive "équipements sous pression" et sa transposition en droit français par le décret du 13 décembre 1999 ont profondément renouvelé le contexte réglementaire dans le domaine non nucléaire. En s'inspirant de ces exigences mais en les complétant, la France a alors élaboré une nouvelle réglementation pour la conception, la fabrication et l'emploi des équipements sous pression nucléaires (ESPN) : l'arrêté du 12 décembre 2005, désormais applicable à tous les ESPN présents dans une installation nucléaire de base, qu'il s'agisse d'une centrale produisant de l'électricité ou d'un réacteur de recherche. Ainsi, les réacteurs de recherche qui seront construits prochainement sur le site de Cadarache, comme le réacteur Jules Horowitz ou ITER, devront respecter ses exigences.

L'arrêté du 12 décembre 2005 s'applique à l'exploitant pour l'installation, la mise en service, et l'exploitation des ESPN et au fabricant pour leur conception et leur fabrication. Fait nouveau, le règlement identifie désormais très clairement la responsabilité de l'exploitant dans la conception des ESPN ; en effet, cet arrêté stipule que l'exploitant doit fournir au fabricant la description de toutes les situations dans lesquelles peut se trouver l'équipement, en cohérence avec le rapport de sûreté de l'installation à laquelle il est destiné, ainsi que l'ensemble des charges à prendre en compte pour chaque situation. Pour les réacteurs de recherche, cet aspect réglementaire est tout à fait essentiel puisque les choix de conception des ESPN de ces installations sont parfois complexes, sans notion de standardisation, répondant aux besoins atypiques des expérimentateurs, mettant en œuvre parfois des matériaux exotiques et nécessitant une connaissance très large du fonctionnement de l'installation. L'exploitant devra donc tenir compte de cette singularité lorsqu'il consultera les industriels susceptibles d'assumer la responsabilité de fabricant à moins qu'il ne décide de l'assumer lui-même ; auquel cas il devra se doter des compétences nécessaires.

Pour la conception et la fabrication des ESPN, l'arrêté du 12 décembre 2005 fixe les objectifs à atteindre en définissant des critères techniques en deçà desquels l'équipement ne pourra être déclaré conforme. Depuis quelques années, la radioprotection devenant un souci constant pour l'ASN, les travailleurs et le public, l'arrêté demande notamment que la conception des équipements tienne compte des opérations prévues en maintenance ou en inspection de façon à ce qu'elles puissent être effectuées de manière à assurer, dans le respect des principes et des règles définis par le code de la santé publique et le code du travail, la radioprotection des personnes mettant en œuvre ou surveillant ces opérations. Cette exigence nécessite désormais de la part de l'exploitant et du fabricant du futur réacteur de recherche une réflexion très amont sur les activités qui seront réalisées dans le futur, démarche difficile mais essentielle compte tenu de l'imagination toujours fertile des expérimentateurs et des choix de conception complexes.

Avant leur mise en service, les ESPN doivent faire l'objet d'une évaluation de la conformité par des organismes notifiés et acceptés par l'ASN ou directement par elle-même selon le niveau de l'équipement. Dans le cas d'un projet international comme ITER, impliquant de nombreux partenaires étrangers n'appartenant pas forcément à la communauté européenne et souhaitant favoriser leur tissu industriel national, l'ASN sera donc vigilante sur le choix de ces organismes et des coûts afférents. Mais qu'en est-il aujourd'hui de la situation des réacteurs de recherche fonctionnant déjà depuis de nombreuses années comme PHEBUS, OSIRIS, CABRI, PHENIX, etc. ? L'arrêté du 12 décembre 2005 prévoit que la réparation ou la fabrication d'un ESPN destiné à ces réacteurs pourra être réalisée suivant l'ancienne réglementation si elle est entamée avant le 22 janvier 2011. En tout état de cause, à partir de cette date la surveillance, l'entretien et l'exploitation devront être effectués suivant les exigences de l'arrêté du 12 décembre 2005.

L'ASN, notamment par ses inspections sur les sites de fabrication et d'exploitation des ESPN, veille au respect de l'arrêté du 12 décembre 2005. Celui-ci soumet aujourd'hui les réacteurs de recherche à de nouvelles exigences pour la construction et l'emploi des ESPN, exigences auxquelles ils n'étaient pas soumis par le passé. Ce nouveau règlement constitue donc un progrès majeur pour la sûreté de ces réacteurs.

Par Sébastien Limousin, chargé de mission et Pascal Mutin, chargé d'affaires à la Direction des équipements sous pression – ASN



- réaffirmer fortement la nécessité de maintenir constamment à jour le référentiel de sûreté des installations, conforme à leur état réel et suffisamment précis pour servir de référence opérationnelle;
- clarifier les exigences de l'ASN en termes d'informations et d'échanges;
- préciser les modalités d'examen des modifications du référentiel de sûreté ou de l'installation, dans un souci d'amélioration de l'efficacité du contrôle par les pouvoirs publics, en le concentrant sur les sujets à fort enjeu de sûreté et/ou de radioprotection, tout en tenant compte des nécessités opérationnelles des exploitants.

Les autorisations internes s'appuient sur les démonstrations de sûreté. Lorsqu'une nouvelle opération n'est pas explicitement envisagée lors de l'élaboration du référentiel de sûreté mais qu'elle ne remet pas en cause la démonstration de sûreté, elle peut être autorisée par le système des autorisations internes. Pour ce faire, l'exploitant doit s'assurer que la mise en œuvre de l'opération n'est pas susceptible :

- d'augmenter la probabilité d'événements étudiés dans la démonstration de sûreté;
- d'aggraver les conséquences d'événements pris en compte dans la démonstration de sûreté;
- d'être à l'origine d'événements non pris en compte dans la démonstration de sûreté et dont les conséquences pourraient être significatives.

Il revient à l'exploitant, premier responsable de la sûreté de son installation, de déterminer si les opérations envisagées relèvent du système des autorisations internes ou si elles requièrent une autorisation de l'ASN. Un programme prévisionnel lui est demandé tous les 6 mois, pour que l'ASN puisse avoir une visibilité suffisante sur les opérations d'exploitation à venir et puisse, le cas échéant, s'assurer que le niveau d'autorisation d'une opération a été correctement déterminé.

L'ASN a décliné le principe des autorisations internes aux différents aspects de l'exploitation d'un réacteur expérimental

Il faut d'abord préciser que toutes les installations ne bénéficient pas encore du régime des autorisations internes ou seulement pour une partie de leurs activités, par exemple uniquement pour les dispositifs expérimentaux. Pour qu'elle bénéficie de ce régime, il faut a minima que l'installation ait fait l'objet d'un réexamen de sûreté récent, c'est-à-

dire qu'aient été examinés son état de sûreté, son référentiel de sûreté et les améliorations prévues par l'exploitant, en comparaison avec les pratiques, règles de l'art et connaissances scientifiques les plus récentes. Un réexamen de sûreté doit également tenir compte du retour d'expérience de l'exploitation passée et de celle d'autres installations en France ou à l'étranger.

La décision d'autoriser un exploitant à bénéficier du régime des autorisations internes incombe à l'ASN. Cette décision est prise en fonction de plusieurs critères, dont la maîtrise des risques, la culture de sûreté et l'indépendance des commissions et cellules de sûreté qui viennent en appui des exploitants (directeurs de centres pour le CEA) lors de la délivrance des autorisations.

Pour le CEA par exemple, deux niveaux d'autorisation interne ont été définis en application des guides SD3-CEA-01 et SD3-CEA-02 :

- les autorisations délivrées par le directeur de centre appuyé par l'avis de la cellule de sûreté interne, qui est un organe indépendant de la ligne opérationnelle, c'est-à-dire de l'équipe d'exploitation, et qui comprend des généralistes en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, concernent des opérations simples modifiant de façon mineure le rapport de sûreté et les règles générales d'exploitation;
- les autorisations délivrées par le directeur de centre après avis d'une commission de sûreté interne composée d'experts du CEA et extérieurs au CEA, eux aussi complètement indépendants de la ligne opérationnelle, concernent des opérations plus complexes, sans pour autant, encore une fois, remettre en cause la démonstration de sûreté.

Concernant le cas spécifique des dispositifs expérimentaux insérés dans ou à la proche périphérie du cœur de réacteurs tels qu'OSIRIS, l'ASN a établi un guide (SD3-CEA-04) encadrant les conditions de conception, de réalisation et d'autorisation de ces dispositifs. Pour la conception de nouveaux dispositifs, il renvoie en outre à un guide technique du CEA qui précise la démarche de sûreté à employer, les niveaux d'exigences et les dispositions techniques à retenir en regard des enjeux de sûreté, et qui définit précisément le contenu du dossier de sûreté. Il s'agit d'un outil interne au CEA, ayant fait l'objet d'une évaluation de l'ASN et de l'IRSN.

Pour la gestion des cœurs de réacteurs, c'est-à-dire les modifications de plans de chargement ou

de configurations, soumises à autorisations de l'ASN, celle-ci devrait étendre à plusieurs réacteurs le principe des autorisations internes en définissant des critères appropriés et des exigences à respecter, notamment sur le plan méthodologique du suivi des opérations.

Le système d'autorisation interne est régulièrement inspecté à tous les niveaux de responsabilité. Par exemple, pour le CEA, les inspecteurs s'attachent à vérifier leur fonctionnement au niveau des chefs d'installations mais également au niveau des cellules de sûreté des centres et des services centraux du CEA en examinant la qualité des autorisations délivrées et le respect des documents internes élaborés par la direction de la sûreté nucléaire et de la protection (DPSN) en déclinaison des guides de l'ASN. La DPSN est en effet placée auprès de l'administrateur général du CEA, en tant qu'appui pour les décisions que ce dernier doit prendre et qui concernent la sûreté des installations dont il a la responsabilité.

L'ASN vérifie que le vieillissement des réacteurs expérimentaux n'entraîne pas de dégradation de leur sûreté

Le parc des réacteurs expérimentaux et de recherche français est constitué d'installations relativement âgées, la plupart ayant été mises en service dans les années soixante, le dernier réacteur ayant démarré dans les années quatre-vingt. Toutes ces INB ne vieillissent pas de la même manière, soit parce que leur durée de fonctionnement, même cumulée, est courte (cas des réacteurs d'essais par exemple), soit parce que les contraintes générées lors du fonctionnement sont faibles (cas des réacteurs d'enseignement par exemple).

La pratique française est de ne pas prescrire d'échéance de fin d'exploitation lors de la mise en service d'une nouvelle INB. C'est donc le cas pour un nouveau réacteur de recherche. Toutefois, les concepteurs prennent en compte une durée de fonctionnement pour dimensionner les équipements et s'assurer de leur robustesse.

L'ASN s'assure que le vieillissement du parc de réacteurs expérimentaux n'entraîne pas de dégradation de la sûreté de ces installations :

- par son contrôle au quotidien, notamment grâce à ses inspections ;
- par une analyse des incidents ayant lieu dans les installations ;
- par la pratique des réexamens de sûreté.



Vérification des circuits de décontamination dans la salle de contrôle du réacteur PHÉBUS à Cadarache

En ce qui concerne l'analyse des incidents, l'ASN a ainsi noté que le nombre total d'incidents recensés pour les réacteurs expérimentaux a augmenté depuis 1999 : on en recense 5 en 1999 et 29 en 2006. Même s'il s'agit principalement d'incidents classés au niveau 0 de l'échelle internationale des événements concernant la sûreté (échelle INES), c'est-à-dire sans incidence notable sur la sûreté, l'ASN a analysé ces incidents.

Elle estime qu'une bonne partie d'entre eux sont dus à des causes non liées au vieillissement des installations. Ainsi, les installations concernées connaissent, pour la plupart d'entre elles, des modifications fréquentes dans leur fonctionnement quotidien, notamment lorsqu'elles accueillent des expériences. Or, certains incidents déclarés sont dus au dépassement d'une limite de sécurité d'une expérience (température, pression, production de gaz de fission...), ce qui déclenche automatiquement un arrêt d'urgence du réacteur, même si l'impact sur la sûreté est très faible. Ces événements sont déclarés, afin d'en établir un retour d'expérience pour le fonctionnement du réacteur, ils font l'objet d'un classement dans l'échelle INES au niveau zéro.





Modélisation de l'installation ITER à Cadarache

Les nouveaux critères de déclaration d'incidents édictés par l'ASN en octobre 2004 conduisent à déclarer comme incidents des événements qui ne l'étaient pas auparavant, ce qui a conduit depuis 2005 à une hausse du nombre d'incidents. C'est par exemple le cas des arrêts d'urgence : les incidents correspondants étaient, soit comptabilisés selon leurs causes, et non dans une catégorie labellisée "arrêt d'urgence", soit non recensés en raison de l'absence d'impact de l'arrêt sur la sûreté du réacteur. Environ un tiers des incidents déclarés en 2006 sur les réacteurs de recherche relèvent du critère "arrêt d'urgence".

Toutefois, l'ASN a identifié un certain nombre d'incidents liés au vieillissement des installations :

- certaines des installations âgées connaissent des phénomènes de défaillance de matériels. Par exemple, un manque de tension électrique provoqué par la défaillance de tout ou partie d'alimentations électriques anciennes peut entraîner un arrêt du réacteur ;
- un nombre significatif d'incidents trouve également leur origine dans les facteurs humains et organisationnels. Pour partie d'entre eux, il s'agit de

problèmes de maintien de compétences du personnel sur des installations anciennes.

L'ASN a demandé aux exploitants concernés de prendre les mesures nécessaires pour répondre à ces incidents liés au vieillissement des installations concernées ; dans les années qui viennent, elle s'attachera à vérifier les résultats de la mise en œuvre de ces mesures.

En ce qui concerne les réexamens de sûreté, cette pratique est désormais inscrite dans la loi TSN : chaque installation doit faire l'objet d'un réexamen tous les dix ans. Il s'agit donc de rendez-vous importants dans la vie d'un réacteur, susceptibles d'entraîner des travaux de renforcement et de jouvence significatifs pour pérenniser l'exploitation ou pour intégrer de nouvelles technologies inexistantes lors de la construction. Ainsi, le réacteur PHÉNIX a subi d'importants travaux de jouvence dans les années quatre-vingt-dix, permettant à l'ASN d'autoriser son redémarrage au début des années deux-mille (voir encadré ci-après). Les réacteurs CABRI et MASURCA connaissent actuellement des programmes de rénovation importants

qui devraient permettre leurs redémarrages dans des conditions de sûreté satisfaisantes.

Bilan et perspectives : de nouveaux projets, de nouveaux enjeux pour l'ASN avec toujours l'objectif de faire progresser la sûreté

Les réacteurs expérimentaux constituent des équipements indispensables à la recherche scientifique et technologique et à l'exploitation du parc nucléaire. Chacun d'entre eux constitue un cas particulier pour lequel il est nécessaire d'adapter le contrôle de l'ASN, tout en faisant évoluer les pratiques et règles en matière de sûreté. En ce sens, les dernières années ont vu se développer une approche plus générique de la sûreté de ces installations inspirée des règles applicables aux réacteurs de puissance, ce qui a conduit à des progrès importants en matière de sûreté. Cette approche, tout en restant "graduée", est utilisée maintenant de façon systématique pour les réexamens de sûreté de ces installations, souvent anciennes, dont il est nécessaire de surveiller la prise en compte de leur vieillissement par les exploitants et les remises à niveau indispensables qui en résultent.

Ce parc vieillissant devrait s'enrichir prochainement de deux nouveaux réacteurs expérimentaux, ce qui n'avait pas été le cas depuis plus d'une vingtaine d'années. Pour l'ASN, un des enjeux de la prochaine décennie sera de délivrer les autorisations nécessaires au démarrage de ces installations, en veillant à la bonne prise en compte des dernières évolutions de la réglementation et des pratiques par les exploitants ainsi que celle du retour d'expérience international.

Outre le cas du réacteur d'irradiation RJH qui devrait être construit à Cadarache et remplacer le réacteur OSIRIS dans les prochaines années, le cas du réacteur ITER est particulier. En effet, les réacteurs expérimentaux exploités jusqu'à présent utilisaient la réaction de fission nucléaire (l'énergie provient d'une réaction au cours de laquelle des atomes sont cassés) alors que le principe de fonctionnement d'ITER repose sur la réaction de fusion (production d'énergie à partir de la fusion d'atomes).

Le réacteur ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor*), dont la construction est prévue à Cadarache, sera un réacteur expérimental thermonucléaire. Cette installation a pour objectif d'étendre la faisabilité d'un prototype

industriel de réacteur à fusion nucléaire. ITER utilisera des atomes de deutérium et de tritium comme combustible, qui seront accélérés et chauffés à plusieurs millions de degrés Celsius dans une cavité de forme torique. De par son fonctionnement et sa finalité, ITER est une installation combinant les caractéristiques des réacteurs et des accélérateurs de particules. Ses principaux enjeux de sûreté relèveront de la radioprotection, en raison de la présence du tritium et de l'irradiation des matériaux composant la machine. Pour l'ASN, les enjeux de sûreté associés à ITER sont limités et directement liés à la quantité de radioéléments contenus dans l'installation. Toutefois, l'ASN s'attache à faire en sorte que l'organisation internationale ILE (*ITER Legal Entity*), qui sera l'exploitant de l'installation nucléaire de base ITER, soit soumise aux mêmes obligations en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection que les autres exploitants nucléaires français, afin qu'elle puisse exercer son contrôle en cohérence avec les autres INB. ■



PHÉNIX : les conditions du redémarrage de 2003

PHÉNIX est un réacteur expérimental à neutrons rapides refroidi avec du sodium. Il est localisé sur le site de Marcoule (Gard). Sa puissance nominale est 600 MW⁵ thermiques. La construction de ce réacteur a été autorisée en 1969. Ses missions sont à la fois de produire de l'électricité et de permettre des expériences d'irradiation. Pour cette dernière mission, les matériaux à irradier (principalement des échantillons de combustibles ou de matériaux spéciaux) sont insérés dans des assemblages spéciaux qui sont positionnés au sein même du cœur du réacteur.

PHÉNIX a fonctionné jusqu'en 1995 sans avoir à subir de travaux notables. Il a d'ailleurs subi deux révisions décennales en 1980 et 1989 avec succès. Toutefois, les réexamens de sûreté de 1993, puis de 1996, ont mis à jour des problèmes liés vieillissement de l'installation et de ses matériels, parmi lesquels on peut citer :

- l'obsolescence de matériels participant au contrôle de systèmes de l'installation (alimentations électriques, contrôle-commande, surveillance radiologique...). Ces matériels dataient en effet de la construction de la centrale et avaient donc un peu plus de 25 ans. Outre leur vieillissement naturel, les pièces de rechange devenaient difficiles à obtenir du fait de l'arrivée de nouvelles générations de matériels équivalents ;
- la dégradation de certains circuits en raison du vieillissement des matériaux les constituant ou des aléas qu'ils avaient subis pendant les 25 ans de fonctionnement du réacteur. Ce problème était particulièrement présent dans les tubes des générateurs de vapeur⁶ de l'installation : les multiples réactions sodium-eau survenues dans ces tubes au cours du fonctionnement, le plus souvent dues à l'apparition de fissures dans des tubes, avaient conduit à devoir réparer ou changer des parties des générateurs de vapeur, et en avaient fragilisé la structure.



Plate-forme du réacteur PHÉNIX

En novembre 1998, à la suite d'un incident, il a été envisagé de fermer et de démanteler le réacteur PHÉNIX. Or, la loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs, dite "Loi Bataille", demandait dans son axe 1 des recherches sur la transmutation des déchets radioactifs. Le CEA, res-

ponsable de ces recherches, a considéré que les installations les plus appropriées pour ce genre de recherches étaient les réacteurs à neutrons rapides. Étant donné la fermeture décidée du réacteur SUPERPHÉNIX, seule la centrale PHÉNIX permettait la réalisation de ces recherches.

Sur la base des éléments fournis par le CEA, et à sa demande, l'ASN a examiné la possibilité de redémarrer le réacteur PHÉNIX et a conditionné ce redémarrage à la réalisation de travaux de jouvence importants qui se sont étalés de début 1999 à fin 2002. Ces travaux ont permis d'améliorer significativement la sûreté de l'installation. Il s'est notamment agi de rénover les générateurs de vapeur, d'inspecter les structures internes de la cuve du réacteur, d'améliorer les protections contre les feux de sodium et les renforcements antisismiques.

L'ASN a autorisé le fonctionnement du réacteur à pleine puissance le 5 juin 2003, pour la durée nécessaire à la réalisation des expériences de transmutation, à savoir 720 JEP⁷. Cette autorisation était assortie de conditions et de demandes complémentaires relatives, en particulier, à l'examen des structures internes de la cuve du réacteur et aux contrôles périodiques des générateurs de vapeur. L'ASN a également attiré l'attention de l'exploitant sur les enjeux de formation de son personnel pour le redémarrage. En effet, de nombreux agents ayant connu le fonctionnement précédent du réacteur avaient quitté leur poste. Aussi, les équipes de conduite qui ont vécu le redémarrage de 2003 n'avaient, pour la plupart, pas connu la période de fonctionnement avant 1998. Ce sujet est effectivement apparu comme particulièrement sensible, puisque des erreurs de pilotage ont, malgré les précautions prises, conduit à des arrêts d'urgence les premiers temps du redémarrage.

À l'heure actuelle, le planning des expérimentations prévues est globalement respecté et n'a pas pris de retard conséquent. Toutefois, de nouveaux problèmes liés à des matériels vieillissants ou obsolètes sont apparus mais n'ayant pas de conséquence directe sur la sûreté de l'installation. L'arrêt de la centrale PHÉNIX est programmé en 2009.

Par Laurence Tabard, chargée d'affaires à la direction des installations de recherche et des déchets – ASN

5. MW = méga watts.

6. Les générateurs de vapeur sont des échangeurs de chaleur dont la fonction est de refroidir le fluide qui lui-même sert à refroidir le cœur du réacteur. Dans le cas de la centrale PHÉNIX, ces générateurs de vapeur sont des échangeurs sodium-eau : le sodium refroidit le cœur du réacteur ; l'eau sert à refroidir le sodium. Les deux fluides circulent dans des tubes distincts, à contre-sens l'un de l'autre : le sodium entre par le haut des générateurs de vapeur, l'eau (sous pression) par le bas. À la sortie des générateurs de vapeur, l'eau réchauffée sert à faire tourner une turbine qui produit de l'électricité.

7. Jours équivalents pleine puissance = nombre de jours de fonctionnement à pleine puissance du réacteur.

LE RÔLE DES RÉACTEURS EXPÉRIMENTAUX

Le poids des réacteurs expérimentaux dans les programmes de recherche : l'exemple de l'énergie nucléaire

The importance of experimental reactors for research programs:
The example of nuclear energy

par **Frédéric Marie**, chargé de mission "énergie nucléaire", Direction générale de la recherche et de l'innovation – Ministère délégué à l'Enseignement supérieur et à la Recherche (MESR)

En 1942, la pile d'Enrico Fermi à Chicago démontrait la faisabilité de l'entretien des réactions de fission "en chaîne" dans un réacteur nucléaire ; le premier réacteur nucléaire de l'histoire, créé de la main de l'homme, était né. Avec lui, un nouvel outil s'offrait aux chercheurs, apportant à profusion cette nouvelle particule appelée *le neutron*, qui allait se révéler être si précieuse pour sonder les facettes cachées de la matière.

Anatomie du neutron

Le neutron, particule découverte par James Chadwick en 1932, fait partie de la grande famille des hadrons. Mais pour ce qui nous intéresse, c'est avant tout un nucléon : avec le proton, il est le constituant de tous les noyaux des atomes, des plus instables et éphémères, comme ceux créés dans les explosions des super nova, aux plus stables, comme ceux que nous connaissons bien sur terre. Le neutron possède en bien des points des propriétés physiques et quantiques comparables au proton (même spin, masse légèrement supérieure), excepté sa charge électrique qui est nulle ; mais cela a son importance comme on va le voir par la suite. On sait depuis les années soixante que le neutron, comme le proton, n'est pas une particule élémentaire et qu'il est composé de 3 quarks.

À l'état libre (hors des noyaux), le neutron est une particule instable qui se désintègre en un proton, un électron et un anti-neutrino, avec une demi vie d'environ 10 minutes ; cependant son insensibilité aux forces électromagnétiques (du moins aux énergies ou aux longueurs d'onde "nucléaires") en fait une sonde unique pour l'étude de l'interaction forte, des réactions nucléaires, des matériaux, des cristaux et de la structure des molécules. Sa capacité à

pouvoir être ralenti à des vitesses extrêmement faibles (quelques m/s) et d'être observé dans des conditions très particulières offre une opportunité unique pour mesurer certains paramètres fondamentaux de la physique quantique, de la relativité, du modèle standard.

De la fission aux réacteur sources de neutrons

Après le neutron en 1932, deux découvertes dans l'année 1939 allaient se révéler primordiales pour les développements de l'énergie nucléaire : la découverte de la fission par Otto Hahn et la mesure du nombre de neutrons émis par fission par à Frédéric Joliot. Ces deux découvertes ont ouvert les portes du développement scientifique sur les potentialités énormes de la toute nouvelle force dite "nucléaire forte". Dans un réacteur, les neutrons émis lors d'une fission possèdent une énergie de l'ordre de 1-2 MeV (ils sont dits "rapides"). Si le réacteur possède un milieu modérateur les neutrons seront ralentis par collisions successives pour atteindre, si la température du milieu est de 300 °K, une énergie cinétique de 0,025 eV (ils sont alors dits "thermiques"). Grâce à la présence de

Executive Summary

Since the discovery of the neutron in 1932, and the emergence of the new applications that have quickly followed in the field of nuclear energy, experimental reactors have continuously played a major role in the technological development of our country and the progress of science. Whereas experimental reactors are actually extraordinary tools of investigation in many fields of research, it is certainly through the intensive development of nuclear energy in France, since 60 years, where can be identified most of the realizations. In the future, experimental reactors are expected to continue to fulfill their important and necessary mission, in closely accompanying the next nuclear energy research programs.



matériaux modérateurs ou non dans le réacteur, on peut créer un spectre d'énergie des neutrons plus ou moins large ou piqué. Toute une palette de réactions induites par neutron, dont les probabilités d'occurrence sont très dépendantes de l'énergie incidente des neutrons pourra ainsi être étudiée : fission, fusion, capture radiative, diffusion élastique et inélastique, réactions nucléaires, etc.

Les réacteurs de recherche

Depuis plus de soixante ans, les neutrons ont joué un rôle primordial, non seulement dans la recherche française, mais aussi pour son industrie, au premier rang de laquelle se trouve l'énergie nucléaire. A chaque étape de son développement, les réacteurs expérimentaux ont mis à la disposition des chercheurs les meilleures avancées technologiques du moment qui ont bénéficié à une large communauté scientifique. Les réacteurs ont été et sont toujours utilisés pour faire avancer la science fondamentale (études de la structure nucléaire, mesures des données nucléaires, physique des particules et astrophysique, physique du solide, biologie). Ils constituent également des sources intenses pour l'irradiation de matériaux et sont utilisés pour produire des radio-isotopes et pour diverses applications telles que la médecine, l'énergie ou la défense. Ils permettent même aujourd'hui d'étudier la transmutation des éléments, cette nouvelle alchimie des temps modernes.



Tout au long des dernières décennies, on constate que les réacteurs expérimentaux français n'ont cessé d'accompagner et jalonné la recherche. En voici quelques exemples.

Il y eut d'abord ZOE (1948), la première pile atomique française, puis EL2 (1952) et EL3 (1957) qui ont permis à la France de faire ses premiers pas dans l'ère nucléaire, et qui ont aussi donné accès

aux premières expériences de physique fondamentale en réacteur. G1 (1955), G2 (1958) et G3 (1959) ensuite ont eu pour but de tester à l'échelle industrielle la filière française UNGG¹ et ont permis de délivrer les premiers kilowattheure électronucléaire. Ces réacteurs prototypes ont été suivis d'une autre série : les maquettes MINERVE (1959), EOLE (1965) et MASURCA (1966), puis RAPSODIE (1967) et PHENIX (1973) qui ont exploré la physique des réacteurs et les potentialités de la deuxième filière innovante développée par la France : la filière des réacteurs rapides refroidis au sodium. Très vite, un besoin s'est fait sentir pour des réacteurs de recherche dédiés à la sûreté comme CABRI (1964) et PHEBUS (1979) ou la radioprotection comme SILENE (1974). SILOE (1963), OSIRIS (1966) et bientôt le RJH² (2014). Ce sont des réacteurs de recherche et d'irradiation qui permettent de valider et d'optimiser les options techniques retenues pour le développement des filières de réacteurs électrogènes, qu'ils soient de premières générations (I et II) ou de nouvelles générations (III et IV). Enfin, il faut noter le rôle très important des réacteurs de recherche, tels que MELUSINE (1959), ILL (1967) et ORPHEE (1980), pour la recherche fondamentale, en physique du solide, en physique nucléaire et des particules et en biologie, ou ceux dédiés à l'enseignement tel ULYSSE (1961). Pour être complet, n'oublions pas les réacteurs de recherche dédiés à l'étude de l'énergie de fusion comme Tore Supra (1988) et bientôt ITER (2016) à Cadarache.

Au-delà de leurs aspects techniques indéniables et essentiels, les réacteurs de recherche, à l'instar de ce qu'on appelle aujourd'hui les très grandes infrastructures (TGI), sont des lieux qui ont toujours favorisé le brassage des connaissances et des idées, les collaborations internationales et les synergies entre des acteurs pluriels (scientifiques, industriels, équipes projets, public), au service de l'excellence scientifique et du progrès technologique. C'est sans nul doute ce qu'évoquait déjà le Général de Gaulle en juillet 1958 en déplacement à Marcoule pour le lancement du réacteur G2 : "Que de convergence pour ces divergences!" .

Nous allons voir, sous l'angle des programmes de recherche civils sur l'énergie nucléaire, combien les réacteurs expérimentaux continueront à jouer un rôle fondamental dans le développement des connaissances.

1. Uranium Naturel Graphite Gaz

2. Réacteur Jules Horowitz

Les programmes de recherche sur l'énergie nucléaire

Contexte

La question énergétique du 21^e siècle pose aujourd'hui un véritable défi : comment fournir l'énergie dont les populations auront besoin dans les décennies à venir, sous la triple contrainte d'une augmentation constante de la demande des pays émergents, de ressources fossiles finies et d'une obligation de limiter les émissions dans l'atmosphère des GES³ ? La France, notamment soucieuse de répondre à ses engagements dans le cadre du protocole de Kyoto, a défini une politique énergétique volontariste, tournée vers une maîtrise de la demande en énergie, le développement des énergies renouvelables et le maintien de l'énergie nucléaire qui assure une production électrique de masse, sans émission de GES. L'énergie nucléaire présente en outre une sécurité d'approvisionnement et une relative insensibilité à l'évolution du prix du combustible. Dans cette politique énergétique, la recherche joue un rôle majeur et l'effort qui y est consacré devra encore être amplifié.

Concernant le nucléaire, l'importance des investissements à réaliser pour construire une centrale nucléaire et les temps de retour sur investissement beaucoup plus longs que pour les autres modes de production, conduisent souvent à prendre des décisions qui engagent sur plusieurs décennies. Il est alors important de pouvoir compter sur des programmes de recherches récurrents, défrichant les verrous technologiques futurs et permettant d'optimiser notre industrie électronucléaire, tant sur le plan de la sécurité que sur le plan de la compétitivité économique. Nous devons donc veiller à maintenir le haut niveau de performances de nos outils de recherches, au premier rang desquels se trouvent les réacteurs expérimentaux.

Les recherches sur les réacteurs de 2^e et 3^e génération

En ce qui concerne les réacteurs électrogènes du parc actuel (2^e génération) ou à venir à court terme (3^e génération), les besoins de recherche sont définis en adéquation avec les enjeux de sûreté, de radioprotection, d'environnement et de compétitivité auxquels sont confrontées ces installations. Sont privilégiées les actions visant à :

- utiliser de façon accrue l'énergie contenue dans le combustible ;
- assurer une maintenance efficace des installations (systèmes de contrôle non destructifs) ;
- répondre aux enjeux de sûreté et de radioprotection (codes de neutronique, tenue aux séismes, instrumentation) ;
- traiter les questions de durée de vie (phénomènes de vieillissement et allongement).

Le CEA, qui contribue activement à ces recherches, apporte son soutien technique en mettant à la disposition des acteurs nationaux et européens les meilleurs outils de recherche du moment. Les recherches et études réalisées pour le développement des technologies nucléaires nécessitent de disposer de capacités d'irradiation polyvalentes, de laboratoires permettant de manipuler des matières nucléaires, en particulier des matières irradiées en quantité significative, et des installations plus classiques mais pouvant être de grande taille comme les boucles d'essais. Le réacteur RJH à Cadrache, dont les partenaires européens ont signé l'accord de consortium le 19 mars dernier, répondra à ces besoins nouveaux à partir de 2014 et pour une bonne partie de ce siècle.

Les réacteurs de 4^e génération

Les réacteurs de génération actuelle n'utilisent pas de manière optimale la ressource "uranium" : seul 0.5% à 1% de l'uranium naturel utilisé pour fabriquer le combustible sert réellement à produire de l'énergie par fission. Une telle performance ne permettrait pas à l'énergie nucléaire de fission de constituer une solution pérenne au problème mondial de l'énergie dans le cas où une tension importante interviendrait au 21^e siècle sur les ressources en uranium naturel.

C'est la raison pour laquelle, début 2006, le Président de la République a confié au CEA la mission de développer et de mettre en service en 2020 un prototype de réacteur nucléaire de 4^e génération, dans la perspective d'une mise en œuvre à l'échelle industrielle à partir de 2040. Ces systèmes sont dits révolutionnaires car ils présenteront des innovations technologiques très importantes et des avancées majeures sur le plan du développement durable. Fondés sur la technologie des neutrons rapides, ils seront capables notamment de gérer avec une plus grande efficacité les ressources fissiles, tout en réduisant la quantité et la nocivité des éléments radioactifs à vie longue dans les déchets produits. Ils seront également encore plus résistants à la prolifération. Ces systèmes devraient permettre

3. Gaz à effet de serre



de répondre en partie aux besoins énergétiques de la planète pendant plusieurs millénaires.

L'axe prioritaire de R&D portera sur les réacteurs à neutrons rapides au sodium (RNR-sodium), réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (SFR) et réacteurs à neutrons rapides au gaz (GFR). Le SFR est aujourd'hui le seul concept de 4^e génération dont on est raisonnablement confiant des potentialités de mise en œuvre à l'échelle industrielle à l'horizon 2040. Les études expérimentales actuellement menées dans PHENIX seront poursuivies dès 2009 dans d'autres réacteurs expérimentaux, notamment au Japon, avec des objectifs concrets en matière de sûreté et de compétitivité, et bénéficieront dès 2020 du retour d'expérience du prototype français. Tant qu'il ne sera pas acquis que les difficultés technologiques du SFR pourront être levées à un coût raisonnable, les recherches devront être maintenues sur la technologie alternative GFR, plus innovante donc plus incertaine. À l'horizon 2015, des éléments permettront certainement de statuer sur la nécessité de réaliser au niveau européen, un réacteur démonstrateur de petite puissance (50 MW) pour cette technologie alternative.

Les déchets radioactifs

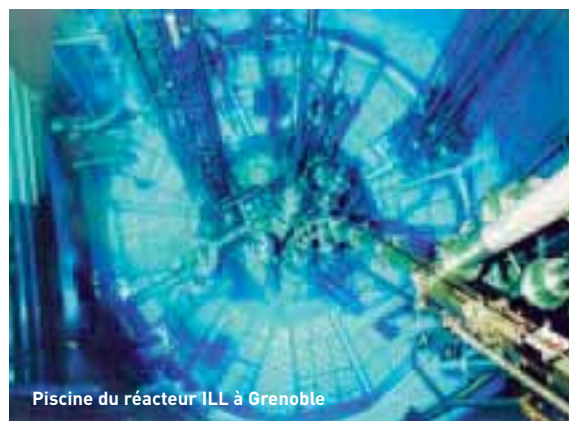
Les recherches conduites dans le cadre de la loi Bataille du 30 décembre 1991 sur les déchets radioactifs de haute et moyenne activité à vie longue et les résultats scientifiques et techniques obtenus par le CEA et l'Andra, en collaboration avec la communauté scientifique nationale et internationale, contribuent aujourd'hui à la disponibilité de solutions sur les modes de gestion à long terme de ces déchets. La loi du 28 juin 2006 de programme sur la gestion durable des matières et déchets radioactifs définit que le stockage géologique est la solution de gestion de référence pour ces déchets. Cette loi instaure un Plan national et fixe un cap sur les recherches à mener sur le stockage géologique, la séparation/transmutation et l'entreposage pour les dix prochaines années. Concernant la séparation/transmutation, les recherches qui devront être menées en lien avec celles sur les systèmes du futur, porteront sur les différents procédés de séparation des actinides mineurs, la définition et la fabrication du combustible et les différents modes de transmutation ; il s'agit notamment en 2012 d'être en mesure de présenter une analyse technico-économique de l'intérêt de la transmutation en termes d'optimisation du stockage géologique et éventuellement de proposer les premiers choix techniques

pour la transmutation. À ce titre, les analyses des dernières irradiations menées dans le réacteur PHENIX jusqu'en 2008 seront très utiles.

La fusion

À une échelle de temps plus éloignée, la fusion thermonucléaire doit permettre de produire, dans des réacteurs dédiés, de l'énergie en quantité quasi illimitée ; le projet international ITER qui rassemblera à Cadarache les meilleurs experts scientifiques mondiaux du domaine (Chine, États-Unis, Russie, Inde, Japon, République de Corée, Union européenne), constitue un pas décisif vers cet objectif.

Les débuts de la fusion thermonucléaire datent de la fin des années cinquante avec la déclassification des travaux menés sur le sujet aux États-Unis. La fusion thermonucléaire d'isotopes de l'hydrogène (deutérium et tritium) nécessite des milieux extrêmement chauds (de l'ordre de 100 millions de degrés) pour permettre de vaincre la répulsion coulombienne des noyaux. Faisant suite aux travaux menés dans les installations de Cadarache (Tore Supra) et Culham (JET), la machine ITER constituera une étape essentielle dans la démonstration scientifique et technique de la fusion comme source d'énergie. Le chemin vers un réacteur électrogène de fusion reste long et passera, après ITER, par un réacteur démonstrateur électrogène (DEMO) de 1 GW_e qui pourrait être construit à l'horizon de 2040, avant la construction d'un prototype industriel de plus forte puissance. Les étapes scientifiques et technologiques qui restent à franchir suggèrent que la production d'énergie par fusion ne pourrait pas être mise en œuvre à une échelle industrielle avant la fin du siècle. En revanche, si elle est un jour domestiquée, elle permettra de répondre aux besoins énergétiques mondiaux pour de nombreux millénaires.



Piscine du réacteur ILL à Grenoble

La qualification des matériaux résistant aux conditions spécifiques de la fusion est un élément majeur dans la stratégie du déploiement des réacteurs de production d'énergie par fusion. Dans ce domaine, qui requiert des sources de neutrons intenses avec une énergie particulière (en l'occurrence 14 MeV), on fera appel à des installations d'irradiation dédiées, telle IFMIF⁴, qui consiste en deux accélérateurs de deutons de 40 MeV, délivrant en parallèle leurs faisceaux sur une cible de lithium liquide. La qualification des matériaux candidats au réacteur de fusion DEMO et l'identification de possibles nouveaux phénomènes induits par l'exposition aux neutrons de haute énergie sont parmi les missions de cette installation en projet depuis 1994 sous l'égide de l'AIE⁵.

Données nucléaires et matériaux sous irradiations

Certaines actions de R&D sont utiles à la fois à la fusion et à la fission, il s'agit des travaux menés dans le domaine des données nucléaires et dans celui des matériaux.

Les données nucléaires relatives aux interactions entre les neutrons et la matière sont à la base des calculs de simulation du comportement des réacteurs nucléaires et des systèmes innovants. On peut mesurer les sections efficaces des réactions induites par les neutrons soit de façon différentielle, comme c'est le cas dans des expériences auprès d'accélérateur (expérience n-TOF au CERN), soit par des techniques intégrales auprès de réacteurs. Les mesures intégrales réalisées sur MASURCA, EOLE, PHENIX ou l'ILL, les mesures de réactivité par oscillation d'échantillons dans MINERVE et les irradiations dans les réacteurs français (OSIRIS) ou étrangers (RHF, BOR 60, puis MONJU) permettent de normaliser les mesures différentielles effectuées dans divers laboratoires européens. Les programmes de mesure de données nucléaires, menés en étroite collaboration entre le CEA et le CNRS, se déroulent actuellement dans le cadre de deux projets européens du 6^e PCRD (EUROTRANS et EFNUDAT).

Les travaux sur les matériaux représentent une part cruciale des études pour les réacteurs du futur, tant de fission que de fusion. Il s'agit d'une part d'établir expérimentalement le comportement des matériaux du combustible, qui peuvent être portés à température très élevée, et celui de matériaux de structure soumis à irradiation, éventuellement dans un environnement de haute

température et/ou au contact de métaux liquides. D'autre part, il s'agit de valider les résultats des simulations numériques, seuls outils capables de guider les choix et prédire les phénomènes nouveaux. Ces travaux s'appuient notamment sur des moyens expérimentaux importants tels que les réacteurs d'irradiation.

Conclusions

Nous venons de voir combien le développement scientifique et technologique, notamment celui relatif à l'énergie nucléaire, est indissociable du développement des réacteurs de recherche. Il me revient les mots que disait Vincent Auriol à l'occasion de la divergence de la première pile atomique française ZOE en 1948: "voilà une réalisation qui ajoutera du rayonnement à la France". Gageons que les futurs réacteurs de recherche et expérimentaux, formidables outils mis à la disposition des chercheurs et de la communauté scientifique internationale, contribueront, à l'image de leurs illustres prédécesseurs, à conforter notre maîtrise de l'énergie nucléaire dans les domaines de la science ou de l'industrie et notre savoir-faire technique qui ont permis à la France de forger ce lien privilégié à l'atome que beaucoup nous envient aujourd'hui. En fin de compte, les réacteurs de recherche ne sont pas uniquement les étalons et les garants de l'excellence scientifique; ils sont aussi les vitrines de toutes nos compétences. ■

4. International Fusion Materials Irradiation Facility

5. Agence internationale pour l'énergie



LE RÔLE DES RÉACTEURS EXPÉRIMENTAUX

Les réacteurs expérimentaux

The experimental nuclear reactors

par Gilles Bignan, adjoint au chef du Département d'études des réacteurs du centre CEA de Cadarache, Maurice Haessler, directeur adjoint du centre CEA de Cadarache, André Chabre, chef de programmes réacteurs expérimentaux, Direction de l'énergie nucléaire – CEA

La maîtrise de la physique des cœurs de réacteurs nucléaires puis le développement et la mise au point des technologies nécessaires aux réacteurs électrogènes de différentes filières ont nécessité des expérimentations multiples, notamment pour la qualification des combustibles et des matériaux de structure. Ces besoins sont à l'origine des nombreux réacteurs expérimentaux qui ont vu le jour en France depuis les années cinquante. De manière générale, un réacteur expérimental est une installation nucléaire dans laquelle une réaction en chaîne est créée et entretenue pour obtenir des flux de neutrons en vue de leur utilisation à des fins d'expérimentation et ce, sans que l'énergie libérée ne soit généralement récupérée.

Bien que les développements technologiques qui accompagnent l'amélioration du parc des centrales actuelles et les générations futures reste un des objectifs majeurs, le champ d'application des réacteurs expérimentaux est beaucoup plus vaste avec notamment les expériences pour la recherche fondamentale et la production de radio-éléments pour les applications médicales.

Depuis la première pile critique ZOE qui a démarré en 1948, environ une trentaine de réacteurs expérimentaux a été construite en France (majoritaire-

ment dans les années cinquante et soixante et la plupart d'entre eux au CEA), des réacteurs de physique à très faible puissance (appelés également maquettes critiques) jusqu'aux réacteurs d'irradiations ayant des puissances de 70 MW.

Dans les années soixante-dix, le nombre de réalisations de réacteurs expérimentaux a décru. Ceci s'explique par le fait que les choix des filières industrielles ont été figés à cette époque et que le parc de réacteurs expérimentaux en Europe s'est alors avéré suffisant pour satisfaire les besoins d'irradiations technologiques. Aussi, les réalisations de cette décennie ont été orientées vers des applications plus spécifiques telles que :

- les réacteurs à hauts flux de neutrons, dédiés aux recherches fondamentales (ILL, ORPHEE) ;
- les réacteurs de recherche dédiés aux études de sûreté (PHEBUS...);
- les réacteurs prototypes pour les différents systèmes nucléaires (PHENIX).

Le tableau p.25 présente une synthèse de ces différents réacteurs de recherche.

Les principaux réacteurs de recherche en service aujourd'hui

Aujourd'hui 13 réacteurs expérimentaux sont en exploitation en France dont 12 au CEA. Ils couvrent l'ensemble des domaines d'application de ce type d'installation ; il s'agit plus précisément de :

- 5 maquettes critiques (EOLE, MINERVE, MASURCA, ISIS, AZUR) ;
- 2 réacteurs d'irradiations (OSIRIS et PHENIX) ;
- 3 réacteurs pour les essais de sûreté (CABRI PHEBUS et SILENE) ;
- 1 réacteur d'enseignement (ULYSSE)¹ ;
- 2 réacteurs dédiés à la recherche fondamentale (ORPHEE et l'ILL).

1. Nota : dont l'arrêt est toutefois programmé en 2007.

Executive Summary

Since the 1950's, the development of the nuclear power plants has been linked to strong R&D programs for different purposes: core physics and nuclear data studies, behaviour under irradiation for the qualification of fuel and material...

This R&D has been made with the support of many experimental reactors (about 30 research reactors were built in France since 1948) with various applications (radio-isotopes production, cold neutrons sources for fundamental research...).

The paper gives an overview of the French panel of the present Experimental Reactors and describes the future European Material Testing Reactor (Jules Horowitz Reactor).

Nous présentons ci-dessous quelques-uns de ces réacteurs choisis comme représentatifs au vu de leur champ d'application dans le domaine de la fission nucléaire.

Les maquettes critiques: des outils pour la physique des réacteurs

Quatre maquettes critiques sont installées sur le centre CEA de Cadarache: MASURCA, EOLE, MINERVE et AZUR; ISIS est la maquette critique installée à Saclay, en soutien au réacteur d'irradiation OSIRIS.

Le réacteur MASURCA (MAquette SURgénérateur de CADarache) est un réacteur de recherche de faible puissance dont la caractéristique originale est d'être "en air" et dédié à la réalisation d'expérimentations pour la qualification des calculs de cœur des réacteurs à spectre de neutrons rapides.

Les programmes de recherche et développement menés depuis 1966 ont permis de valider des concepts de cœur et d'assemblages très variés (études paramétriques sur de nombreux cœurs U-Pu).

Au début des années deux mille, une analyse approfondie du besoin et de l'intérêt de maintenir une installation comme MASURCA de façon pérenne a été réalisée par le CEA avec ses partenaires français et étrangers. Les conclusions de cette analyse ont montré que MASURCA est identifiée comme un outil expérimental majeur pour le développement des systèmes à neutrons rapides retenus dans le cadre du forum Génération IV (rappelons que 4 des 6 systèmes sélectionnés par ce forum sont des réacteurs à spectre rapide). Le rôle futur de MASURCA est particulièrement important pour le concept de RNR – gaz présentant nombre d'innovations, mais également pour les évolutions futures du concept RNR- sodium.

La souplesse d'utilisation de MASURCA, son important stock de matière, ainsi que la continuité de ses programmes scientifiques, en font aujourd'hui

un outil expérimental quasi-unique pour la physique des réacteurs à neutrons rapides. Le CEA a donc engagé un programme de réexamen de sûreté et de travaux de mise à niveau de l'installation conséquents dans une logique de maintien en exploitation de ce réacteur. Le redémarrage du réacteur est prévu en 2009.

Les installations EOLE et MINERVE sont des maquettes critiques en "eau", dédiées à l'étude neutronique de réseaux modérés tels que ceux rencontrés dans les réacteurs de puissance type REP ou REB.

Le réacteur EOLE est constitué d'une cuve cylindrique pouvant contenir des cœurs très variés à base de combustible Uox et/ou Mox. La divergence est assurée par montée d'eau progressive dans la cuve. C'est un outil de physique très souple utilisé pour la validation des codes de calcul de neutronique (nappe de puissance, indices de spectre...), notamment dans le cas du chargement de combustibles MOX (en soutien au parc d'EDF et aux électriciens japonais). Les programmes actuels concernent la mesure des flux de neutrons au niveau de la cuve des REP 1300 MWe dans le cadre du projet "durée de vie" d'EDF et la caractérisation du point de vue neutronique du réflecteur acier du cœur du réacteur EPR.

EOLE interviendra également en soutien au développement du futur réacteur RJH.

Le réacteur MINERVE est un réacteur "piscine"¹ pouvant reproduire de nombreux types de spectre neutronique. Il est dédié aux mesures de données nucléaires de base afin d'améliorer la précision des calculs de physique neutronique. Son originalité réside dans le système d'oscillation des échantillons permettant des mesures très précises d'effet en réactivité. Les mesures réalisées sur MINERVE permettent aux évaluateurs de valider de nouvelles bibliothèques de données nucléaires (telle que la banque de données JEFF3) qui améliorent la préci-

1. Réacteur dont le cœur est immergé dans une piscine.



Constitution et vue du cœur de MASURCA



Le réacteur EOLE

Le réacteur MINERVE



sion des calculs de cœur et d'évolution des combustibles irradiés.

Le réexamen de sûreté de ces deux réacteurs vient d'être initié et, compte tenu de l'intérêt présenté par ces deux outils pour le soutien au nucléaire industriel, le CEA envisage de pérenniser ces installations via un programme de remise à niveau à l'horizon 2010-2011.

La maquette critique AZUR assure un rôle similaire au réacteur EOLE pour la qualification des cœurs de réacteurs de propulsion navale ainsi qu'un rôle de formation et d'enseignement pour les opérateurs civils et militaires.

Les réacteurs d'irradiation

OSIRIS est le réacteur d'irradiations technologiques du CEA pour le développement des matériaux de structures et des combustibles nucléaires. Il produit également des radio-éléments artificiels pour des applications médicales et est utilisé pour le dopage du silicium destiné à l'industrie électronique.

Il s'agit d'un réacteur de type "piscine" à cœur ouvert d'une puissance de 70 MWe. La recherche de flux de neutrons d'une puissance spécifique élevée a conduit, à la différence du réacteur SILOE (arrêté en 1997), à retenir une circulation ascendante pour la réfrigération. Un caisson autour du cœur et un casier alvéolé où sont disposés les 44 éléments combustibles du cœur permettent la réfrigération optimale de ceux-ci. Les mécanismes de barre sont disposés sous le cœur afin de laisser l'accès aux dispositifs d'irradiations en haut du cœur.



OSIRIS exemple de position d'irradiation

L'architecture retenue autorise le chargement aisé des dispositifs expérimentaux à l'intérieur du caisson (jusqu'à 16 dispositifs) et à la périphérie du caisson (27 dispositifs). Des systèmes à déplacement permettent de faire varier le flux en cours d'essai et de simuler ainsi en irradiation des variations de puissances (rampes) sans modifier la puissance du réacteur. L'installation est équipée d'un ensemble de cellules de préparation et d'examen des irradiations constituant un complexe expérimental intégré.

OSIRIS réalise des programmes scientifiques en soutien aux industriels français et étrangers.

On peut citer notamment les thèmes suivants :

- la qualification des matériaux de cuve pour EDF dans la perspective d'un prolongement de la durée de vie des réacteurs ;
- la qualification des nouveaux combustibles pour AREVA, EDF ;
- les essais de comportement des internes de cuves sous forte irradiation pour AREVA-NP, EDF, l'EPRI et TRACTEBEL ;
- la qualification des alliages de zirconium des tubes de force des réacteurs CANDU pour AECL ;
- le développement du futur combustible à faible enrichissement des réacteurs de recherche, menés en collaboration avec la TUM (Allemagne) et le DOE.

Le réacteur PHENIX, seul réacteur d'irradiation à neutrons rapides en fonctionnement en Europe, réalise actuellement des irradiations en soutien aux travaux du CEA et de ses partenaires dans le cadre des réacteurs du futur (Génération IV). Il est prévu de l'arrêter définitivement en 2009.

Les réacteurs d'essais de sûreté

Deux réacteurs sont dédiés à ce type d'essai sur le centre de Cadarache. Ils se caractérisent par des expérimentations complexes nécessitant une longue période de conception et de préparation. L'essai de sûreté en lui-même est réalisé sur une courte période (la journée) et est suivi d'une longue période d'analyse et d'interprétation. Les essais de sûreté sont réalisés par le CEA prioritairement pour des programmes scientifiques de l'IRSN et en association avec des partenaires internationaux.

Le réacteur PHEBUS qui a divergé en 1978 est consacré aux études d'accidents liés à la perte de réfrigérant du circuit primaire des REP (APRP). C'est un réacteur de type piscine de puissance maximum 40 MWe possédant un cœur nourricier et



PHÉBUS : le caisson

une boucle expérimentale contenant le combustible à tester. Après une extension du bâtiment au début des années quatre-vingt-dix, un large programme expérimental baptisé PHEBUS PF a été mené par l'IRSN, de manière à évaluer les conséquences d'une perte accidentelle de réfrigérant, non seulement sur le combustible, mais également dans les circuits primaires, l'enceinte réacteur et dans l'environnement.

Le dernier essai de ce programme a eu lieu le 18 novembre 2004, depuis, un groupe de travail international a été mis en place conjointement par le CEA et l'IRSN afin d'identifier des pistes potentielles d'expériences susceptibles d'être menées avec profit dans PHEBUS (APRP irradié, autres accidents graves, expériences en vue de la génération IV de réacteurs...) et permettre de statuer sur le devenir de ce réacteur. Les conclusions de ce groupe sont attendues au second semestre 2007.

Le réacteur de sûreté CABRI est dédié aux études d'insertion de réactivité suite à une éjection rapide d'une barre de contrôle. C'est également un réacteur de type piscine avec un cœur nourricier et une boucle expérimentale contenant le crayon combustible à tester.



Vue en coupe du réacteur PHÉBUS



Vue schématique du réacteur CABRI avec la boucle à eau sous pression

L'insertion de réactivité est représentée par un transitoire de puissance permettant de passer de 100 kW à 20 GW en quelques millisecondes. Ce réacteur a été utilisé de 1963 à 2000 en soutien au développement de la filière des réacteurs au sodium. Depuis le début des années deux mille, une profonde modification y est entreprise afin, d'une part, d'y installer une boucle à eau sous pression représentative des conditions de fonctionnement d'un REP et, d'autre part, de remettre à niveau l'installation vis-à-vis des normes de sûreté actuelles. Les premiers essais après reconfiguration sont prévus à la fin de cette décennie.

Les réacteurs dédiés à la recherche fondamentale

Les sources de neutrons sont utilisées depuis les années soixante pour l'étude de la matière à l'échelle atomique ou moléculaire.

La France possède deux réacteurs donnant des flux de neutrons intenses :



Vue extérieure d'ORPHÉE



Le réacteur à haut flux (RHF), basé à Grenoble, d'une puissance de 57 MWe et un flux thermique de $1,5 \cdot 10^{15} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ (environ 10 fois celui d'OSIRIS). Celui-ci est exploité par l'Institut scientifique Laue-Langevin (ILL), auquel contribuent majoritairement la Grande-Bretagne, l'Allemagne et la France.

Le réacteur ORPHEE, basé à Saclay, d'une puissance de 14 MW et un flux thermique de $0,3 \cdot 10^{15} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$. Ce réacteur est exploité par le CEA pour le compte d'un laboratoire commun avec le CNRS (Laboratoire Léon Brillouin-LLB).

Ces réacteurs ont un cœur très compact avec une forte densité de puissance. Le cœur est entouré d'un réflecteur à eau lourde afin de ralentir au mieux les neutrons. Des tubes guides tangentiels amènent les neutrons vers les équipements scientifiques (diffractomètre, spectromètre, neutronographie...).

Le futur réacteur de recherche européen JULES HOROWITZ (RJH)

En Europe, la plupart des réacteurs pour l'étude des matériaux et des combustibles sous irradiation ont été construits dans les années soixante. La plupart d'entre eux seront progressivement arrêtés à partir de la prochaine décennie, après avoir fonctionné près de 50 ans. L'objectif du réacteur Jules Horowitz (physicien et pionnier au CEA de la physique des réacteurs) est de disposer, dès 2014, d'un outil de recherche moderne permettant de maintenir en Europe un haut niveau d'expertise pour le développement d'une énergie nucléaire durable. Le projet RJH répond à cet enjeu scientifique et technologique avec comme objectifs :

- l'amélioration de la compétitivité et de la durée de vie des centrales actuelles (génération II) ;
- le développement des combustibles et matériaux qui accompagnera l'évolution des réacteurs du type EPR (génération III) ;
- le développement de nouveaux matériaux et combustibles pour les systèmes du futur (génération IV) ;
- le test d'échantillons en situation incidentelle et accidentelle ;
- la production en Europe de radio-éléments pour les applications médicales.

À la suite des études de définition menées de 2003 à 2005, aux procédures administratives menées en 2005 et 2006 et à l'établissement du consortium international fédérant le projet (CEA, EDF, AREVA, République tchèque, Finlande, Espagne, Belgique,



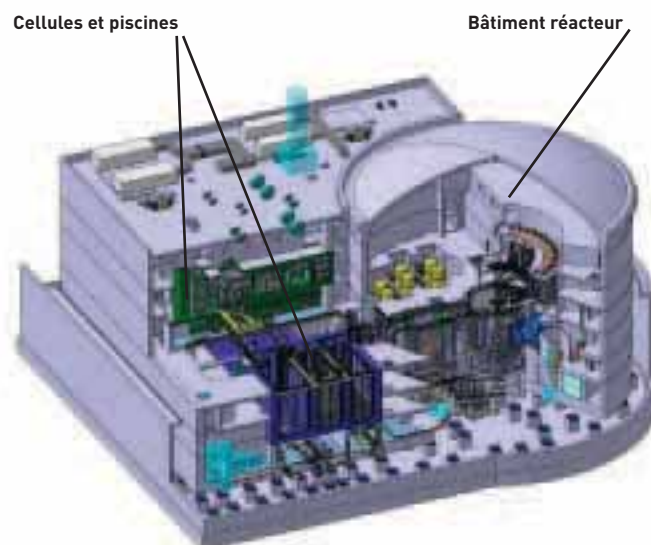
Implantation du RJH sur le centre de Cadarache (zone des réacteurs expérimentaux)

Commission européenne, Japon), la construction du réacteur à été officiellement lancée le 19 mars 2007 sur le site de Cadarache par M. Loos, ministre chargé de l'industrie.

La durée de vie du réacteur RJH est prévue pour 60 ans. Il accompagnera donc les travaux scientifiques liés au développement des trois générations précitées pendant la majorité de ce siècle. Son implantation sur le site de Cadarache s'inscrit dans la vocation de ce centre, plate-forme de recherche énergétique majeure en Europe (recherche sur les combustibles nucléaires avec les installations LEFCA et LECA, complémentarité avec les 5 autres réacteurs expérimentaux...).

Du point de vue technique, le RJH est un réacteur de type piscine de puissance maximale 100 MWth.

Implanté sur une zone de 6 hectares, il comprendra deux bâtiments principaux accolés l'un à l'autre :
- le bâtiment réacteur, qui abritera le réacteur nucléaire, les équipements nécessaires à son exploitation et ceux utilisés pour suivre les expérimentations ;



Vue en coupe des deux bâtiments du RJH

Historique des réacteurs de recherche en France (en gras les réacteurs en fonctionnement)

Application → Type de réacteurs ↓	Technologie nucléaire	Réacteurs à eau légère	Réacteurs graphie gaz	Réacteurs à eau pressurisée	Réacteurs à neutron rapide au sodium	Réacteurs à haut flux source de neutrons
Physique nucléaire	ZOE (1948) EL2 (1952) EL3 (1957)		MELUSINE (1959) TRITON (1959)			
Maquette critique	MINERVE (1959) PEGGY (1961) SILOETTE (1964) ISIS (1966)	AQUILON (1956) EOLE (1965)	MARIUS (1960) CESAR (1964)	PROSERPINE (1958) ALIZE (1959) RUBEOLE (1959) EOLE (1965)	RACHEL (1961) MASURCA (1966)	
Réacteur d'irradiation	EL3 (1957) PEGASE (1963) SILOE (1963) OSIRIS (1966)	EL3 (1957) PEGASE (1963) OSIRIS (1966)	PEGASE (1963) OSIRIS (1966)	SILOE (1963) OSIRIS (1966)	EL3 (1957) SILOE (1963) OSIRIS (1966)	RHF (1971) ORPHEE (1980)
Réacteurs d'essais de sûreté	CABRI (1963)			PHEBUS (1978) CABRI-BEP (en cours)	CABRI (1972) SCARABEE (1972)	
Réacteur prototype		EL4 (1965)			RAPSODIE (1966) PHENIX (1973)	
Réacteur d'enseignement			ULYSSE (1961) AZUR (1962) SILOETTE (1964) ISIS (1966) MINERVE (1959)			

– le bâtiment des annexes nucléaires, qui comportera des cellules pour la préparation, le conditionnement et l'examen des échantillons expérimentaux ainsi que des piscines d'entreposage.

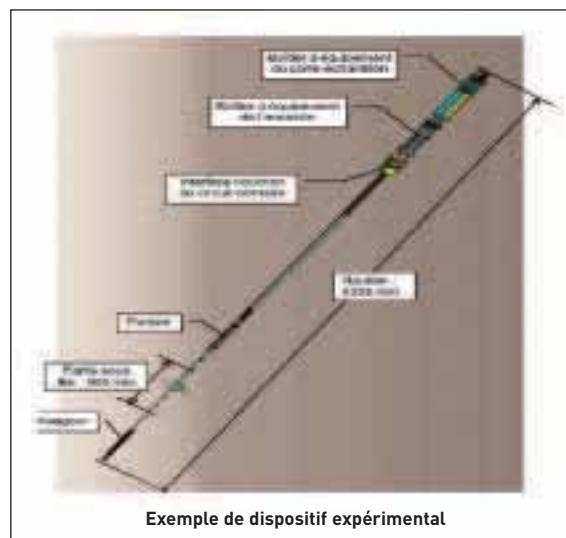
Le schéma ci-dessous présente une vue en coupe de ces deux bâtiments.

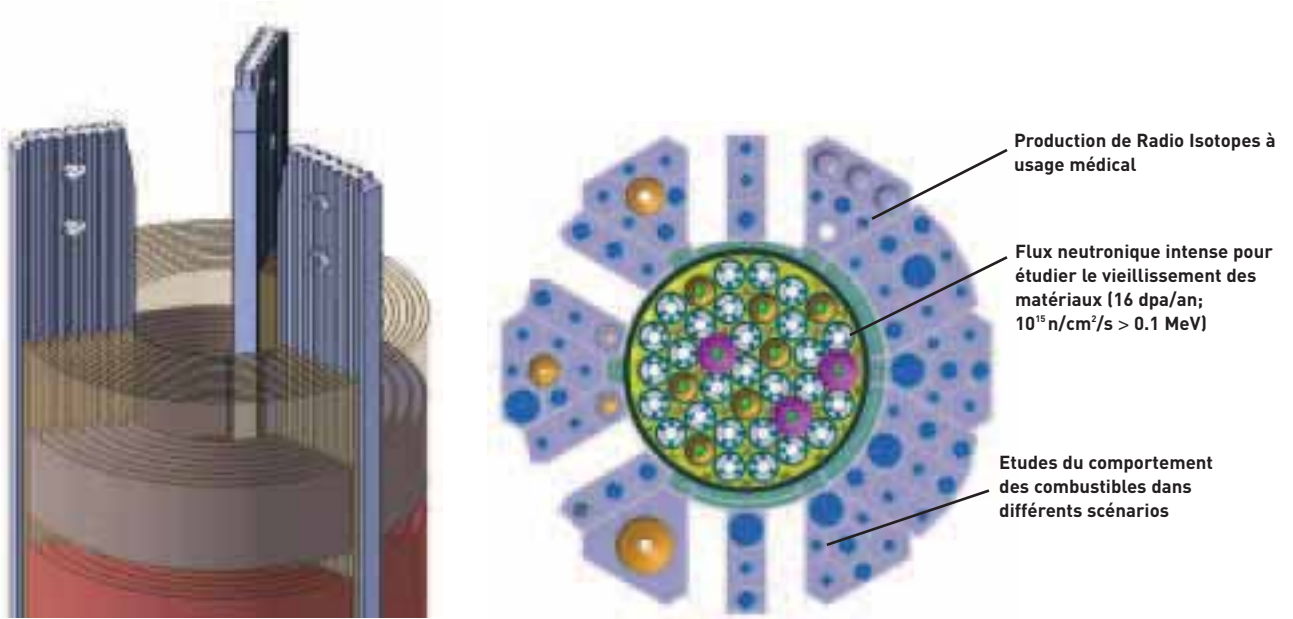
Cellules et piscines

Le cœur du réacteur comprend 37 assemblages combustibles réalisés, pour le démarrage en U3Si2 (enrichissement en ²³⁵U: 27%, densité 4,8 g/cm³). À terme, ce combustible pourrait être remplacé par un combustible type UMo permettant, à performances équivalentes, un enrichissement inférieur à 20%.

La conception du RJH permettra d'obtenir dans ce réacteur des flux de neutrons très élevés et des performances accrues par rapport aux réacteurs expérimentaux actuels. Les expériences d'irradiation permettront d'obtenir des "déplacements par

atomes" deux à trois fois plus importants (12 à 16 dpa par an) que ceux obtenus actuellement et pourront donc fournir des données plus fiables pour la modélisation des phénomènes physiques intervenant sous irradiation.





Un assemblage du cœur du RJH

Une vingtaine de dispositifs expérimentaux instrumentés pourront être implantés soit dans le cœur soit en périphérie comme montré ci dessous.

Un effort important d'innovation est d'ores et déjà initié par le CEA avec les partenaires du

consortium pour la conception et l'instrumentation des dispositifs expérimentaux afin de marquer une avancée significative dans ce domaine (mesures en ligne...). ■

LE RÔLE DES RÉACTEURS EXPÉRIMENTAUX

La contribution des réacteurs d'expérimentation aux recherches sur la sûreté

Contribution of Research Reactors to the Programmes for Research and Technological Development on the Safety

par **Jean Couturier**, chef du Service d'évaluation des réacteurs refroidis au gaz, à neutrons rapides et d'expérimentation, **Frédérique Pichereau**, adjointe au chef du Service d'évaluation des accidents graves et des rejets radioactifs, **Christophe Getrey**, chef de bureau au Service d'évaluation de la thermohydraulique, de la conduite des cœurs et des combustibles, **Joelle Papin**, chef de projet scientifique au Service études et modélisation du combustible en situations accidentelles, **Bernard Clément**, chef de projet scientifique au Service études et modélisation de l'incendie, du corium et du confinement – Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN)

Depuis les débuts des réacteurs nucléaires, les applications de ces derniers se sont développées dans plusieurs axes: production d'électricité au moyen de filières "classiques" comme par exemple celle des réacteurs à eau sous pression, utilisation des neutrons produits pour caractériser la matière, recherche de nouvelles filières, par exemple en vue d'apporter des solutions à la gestion des déchets radioactifs. Les réacteurs d'expérimentation constituent des équipements indispensables à la recherche scientifique et technologique et à l'accompagnement de l'exploitation des réacteurs électrogènes.

Les réacteurs d'expérimentation peuvent être classés en différentes catégories :

- les réacteurs sources de faisceaux de neutrons à finalité scientifique, comme le réacteur à haut flux (RHF) de Grenoble, le réacteur ORPHEE à Saclay, le réacteur à haut flux (HFR) de Petten et le réacteur FRM II près de Munich ;
- les réacteurs d'irradiation technologique, comme le réacteur OSIRIS à Saclay et le réacteur Jules Horowitz à Cadarache (projet en cours); dans le cadre de l'augmentation des taux de combustion des combustibles, les études menées dans ces réacteurs visent la caractérisation des matériaux sous irradiation (gaine et combustible) et leur mise au point, et éventuellement la caractérisation du comportement de combustibles lors de transitoires lents de puissance, etc. ;
- les réacteurs spécifiquement dédiés aux études de sûreté, comme les réacteurs CABRI, PHEBUS et SCARABEE (arrêté) à Cadarache ;

- les maquettes critiques, les réacteurs dits d'oscillations ainsi que les maquettes dédiées aux études de criticité et de physique des cœurs et des combustibles, comme EOLE, MINERVE, MASURCA à Cadarache, SILENE, l'appareillage B, CALIBAN et PROSPERO à Valduc ;
- les réacteurs dits démonstrateurs de filières, permettant de valider et qualifier certains concepts, systèmes et matériels (combustibles, échangeurs de chaleur, générateurs de vapeur, etc.), comme par exemple les réacteurs RAPSODIE à Cadarache (arrêté en 1982) et le réacteur PHENIX à Marcoule pour la filière des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium.

Executive Summary

The objective of the present article is to illustrate the contribution of the research reactors to the programmes for research and technological development led to increase the safety of the nuclear power plants, more particularly in the field of accidents. Indeed, the physical phenomena occurring during a severe accident are extremely complex. Research aims to better understand these phenomena and to reduce the associated uncertainties in order to assess the extent to which the state of acquired knowledge can be used to make reliable predictions.

Some given examples will show the fundamental importance of experiments in research reactors to establish and support the safety demonstrations; indeed, such in-pile tests:

- allow to characterize badly known physical phenomena;
- can put in evidence some not foreseen phenomena;
- contribute to the development and in the global validation of the codes used in the safety demonstrations.





L'objectif du présent article est d'illustrer la contribution des réacteurs d'expérimentation aux recherches menées pour accroître la sûreté des réacteurs électrogènes, plus particulièrement dans le domaine des accidents d'insertion de réactivité, de perte de refroidissement et de fusion du combustible ou du cœur; les exemples concerneront les réacteurs à eau sous pression et les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium.

Contributions pour les réacteurs à eau sous pression

Accident d'éjection de grappe

L'accident d'éjection d'une grappe de commande constitue l'un des accidents de dimensionnement des réacteurs à eau sous pression (REP) et nécessite des études spécifiques. Cet accident est initié par la rupture brutale d'un carter de mécanisme de commande d'une grappe qui conduit, en raison de la différence des pressions s'exerçant sur la grappe, à l'éjection de cette dernière. L'événement se traduit par une insertion extrêmement rapide de réactivité dans la zone du cœur où se produit l'éjection (en quelques dizaines de millisecondes). À l'échelle du crayon combustible, l'augmentation de puissance conduit à un échauffement brutal des pastilles combustibles qui se dilatent rapidement et, dans certains cas, à un relâchement des gaz de fission présents dans la matrice du combustible. La gaine des crayons combustibles est alors sollicitée sous l'effet de la déformation de la pastille et de la pression. Si la gaine rompt, une éjection, dans le réfrigérant primaire, de fragments de combustible solide extrêmement chauds peut intervenir, générant alors une onde de pression par vaporisation de ce réfrigérant.

Ce type de phénomène est particulièrement redouté avec le combustible à haut taux de combustion, qui est très finement fragmenté, et le combustible MOX. L'étude de cet accident a notamment pour objectif de garantir le refroidissement du cœur, ainsi que l'intégrité de la deuxième barrière de confinement, à savoir la cuve et le circuit primaire principal. À l'égard de cet objectif, lors de la conception des REP, des critères exprimés en enthalpie maximale atteinte ont été établis sur la base des résultats des essais SPERT menés aux États-Unis sur du combustible frais ou peu irradié.

Les premières expériences, réalisées en France dans la boucle en sodium du réacteur CABRI et au Japon dans le réacteur NSRR¹ dans les années quatre-vingt-dix sur du combustible plus fortement irradié ont mis en évidence des comportements imprévus, ce qui souligne l'importance et la pertinence de recourir à des essais intégraux. Dès lors, des travaux importants de modélisation associés à l'interprétation de ces essais ont été engagés afin de comprendre les mécanismes physiques mis en jeu sur un crayon combustible à haut taux de combustion, lors d'une éjection de grappe.

Plus précisément, quatorze essais d'insertion de réactivité ont été réalisés dans le réacteur CABRI de Cadarache depuis 1993. Ces essais ont été réalisés sur des tronçons de crayons industriels pré-irradiés en REP. Le premier essai dénommé CABRI REP-Na1, réalisé avec un crayon de combustible dont la gaine, de conception ancienne, fortement corrodée, a rompu en entraînant l'éjection d'une partie du combustible pour un dépôt d'énergie bien inférieur à l'énergie susceptible d'être déposée en cas d'accident d'éjection de grappe dans un REP. Le résultat de cet essai a permis de montrer toute l'importance de garantir de bonnes propriétés mé-

1. Nuclear Safety Research Reactor.

caniques du gainage, en particulier par l'adhérence de la couche d'oxyde de zirconium résultant de l'oxydation de la gaine au cours de son irradiation en réacteur, sachant que l'épaisseur de cette couche, donc sa fragilité, est d'autant plus importante que la durée de son séjour est longue. L'essai REP-Na7, réalisé avec un crayon de combustible MOX irradié à 55 GWj/tU, a permis de mettre en évidence l'influence des gaz de fission relâchés durant l'accident d'insertion de réactivité sur l'éjection de combustible finement dispersé après rupture de la gaine. Les essais REP-Na11 et CIP02, réalisés avec des crayons à gainage M5 (alliage à base de zirconium contenant 1% de niobium), de conception AREVA, ont permis de mettre en évidence un excellent comportement de ce type de gainage à très fort taux de combustion. L'objectif, à terme, est d'établir de nouveaux critères de sûreté, plus physiques, valables quel que soit le taux de combustion. En attendant, pour le combustible à haut taux de combustion, la démonstration de sûreté d'Electricité de France est fondée sur des critères de découplages résultant de l'interprétation directe des essais menés dans la boucle en sodium du réacteur CABRI de Cadarache. Ces critères de découplage sont exprimés en taux de combustion, épaisseur de corrosion de la gaine, largeur de pulse à mi-hauteur, dépôt d'enthalpie, température maximale de gaine.

La boucle à eau actuellement en cours de construction dans le cadre de la rénovation de l'installation CABRI permettra notamment de pouvoir disposer d'ici 2010 de résultats d'essais réalisés dans des conditions plus représentatives de la situation réacteur vis-à-vis du couplage thermique crayon-réfrigérant primaire, afin de consolider les critères de sûreté et de statuer sur le comportement des nouveaux produits combustibles, en particulier celui envisagé par Electricité de France pour le réacteur EPR.

Accident de perte de réfrigérant primaire (APRP)

L'accident de perte de réfrigérant primaire fait également partie des accidents pris en compte dans la conception des REP. L'exigence de sûreté qui lui est associée est la possibilité de refroidissement du cœur à court et long termes. L'accident, qui peut être initié par une rupture d'une tuyauterie du circuit primaire principal, se traduit dans un premier temps par un assèchement des crayons combustibles et par un déstockage de l'énergie de la pastille combustible vers la gaine. Lors de cette première phase, les gaines des crayons combustibles se gonflent sous l'effet de l'augmentation de leur tempéra-

ture et de la pression interne. Ce gonflement conduit à une réduction de la section des canaux dans le cœur, susceptible de mettre en cause son refroidissement. Ce ballonnement a été étudié lors d'essais réalisés sur du combustible neuf ou faiblement irradié lors de la conception des REP (les résultats sont synthétisés dans le document de la NRC : NUREG 630). Afin de quantifier cette réduction dans le cas d'assemblages fortement irradiés, dans la mesure où l'approche analytique ne se révèle pas adaptée à l'égard de cette question, un programme de R&D est actuellement à l'étude et pourrait donner lieu à des essais en grappes susceptibles d'être réalisés dans le réacteur PHEBUS du CEA à Cadarache. Par ailleurs, en cas d'éclatement du gainage, il peut y avoir relocalisation de fragments de combustible dans la zone gonflée qui se traduira alors par une augmentation locale des flux de chaleur dus à la puissance résiduelle du combustible et donc des températures au droit du ballonnement.

En fonctionnement normal, on observe une oxydation limitée des gaines mais, lorsque la température de gaine excède 850 °C durant un accident de perte de réfrigérant primaire, l'oxydation des gaines par la vapeur d'eau et l'absorption d'hydrogène qui en résulte par diffusion de l'hydrogène dans le métal, conduit à les fragiliser. Si l'oxydation des gaines est suffisamment importante, la fragilisation qui en résulte peut conduire à une fragmentation des gaines, notamment lors du choc thermique résultant de la phase de renoyage du cœur par le système d'injection de sécurité. Celle-ci est également de nature à remettre en cause le refroidissement du cœur occasionné par la perte de sa géométrie.

L'absence de fragmentation des gaines repose sur le respect d'un critère en température maximale de gaine et d'un critère en taux maximal de corrosion. Ces critères, qui ont été établis par l'Autorité de sûreté nucléaire US-NRC, en 1973, sont aujourd'hui encore en application en France.

Les phénomènes de ballonnement et de relocalisation de combustible dans les ballons ainsi produits ont été mis en évidence au début des années quatre-vingt, lors des essais "PBF-LOC", "FR2" ou encore "FLASH-5" menés respectivement dans les réacteurs expérimentaux PBF aux Etats-Unis, FR2 en Allemagne et SILOE au centre CEA de Grenoble. En outre, depuis 2005, un programme spécifique entrepris dans le réacteur expérimental d'Halden en Norvège vise à mieux caractériser le phéno-



mène de relocalisation ainsi que le phénomène d'hydruration au droit des zones gonflées. Les essais concernent tout particulièrement des crayons préalablement irradiés en réacteur de puissance à forts taux de combustion. L'un des essais réalisés avec un crayon combustible fortement irradié (dénommé IFA 650-4) a montré une relocalisation très importante du combustible finement fragmenté dans la zone gonflée et dans le canal de refroidissement, ceci malgré le collage chimique de la pastille sur la gaine.

Tous ces essais réalisés dans des réacteurs expérimentaux fourniront des données utiles à la révision du référentiel de sûreté associé à l'accident de perte de réfrigérant primaire qui est d'ores et déjà initiée aux Etats-Unis et en France. En France, cette révision fera l'objet de deux réunions du groupe permanent d'experts pour les réacteurs, programmées en 2008 et 2010.



Interaction pastille-gaine (IPG)

Les accidents d'augmentation excessive de charge, de retrait incontrôlé de grappes de contrôle en puissance, de chute de grappe de contrôle et de dilution incontrôlée conduisent à des augmentations de puissance du cœur sur quelques dizaines de secondes, voire quelques minutes. L'exigence de sûreté qui leur est associée est le maintien de l'intégrité de la première barrière, à savoir la gaine du crayon combustible. Celle-ci est assurée par le système de protection du réacteur qui limite ces augmentations de puissance et par l'application des spécifications techniques d'exploitation. À l'échelle du crayon combustible, l'augmentation de la puissance se traduit non seulement par un risque d'assèchement des canaux de refroidissement du cœur (atteinte du flux critique), mais aussi par une sollicitation mécanique de la gaine due à la dilatation thermique de la pastille combustible. Cette sollicitation est dénommée interaction pastille gaine

(IPG). La démonstration de sûreté associée à ce phénomène repose sur une comparaison de la sollicitation mécanique maximale subie par la gaine lors du transitoire à une limite technologique garantissant l'absence de rupture et issue de résultats d'essais de rampes de puissance réalisés en réacteurs expérimentaux avec des crayons industriels préalablement irradiés en REP. La phénoménologie invoquée pour rendre compte de la rupture de gaine est la corrosion sous contrainte (CSC) par les produits de fission, l'iode en particulier.

Les essais de rampes de puissance ont été réalisés dans les réacteurs suédois R2 de Studsvik et OSIRIS du centre CEA de Saclay sur des tronçons de crayons combustibles préalablement irradiés en REP. Ces essais ont permis à EDF d'établir deux limites technologiques, une pour les crayons combustibles à gainage Zircaloy-4, la seconde pour les crayons à gainage M5, et ainsi de dimensionner certains seuils de protection des REP.

Sur le plan de la connaissance du comportement des crayons combustibles REP lors de ces transitoires de puissance, ces essais ont permis d'établir que l'augmentation du taux de combustion n'était pas nécessairement pénalisante à l'égard du risque de rupture par IPG. En effet, la fragilisation de la gaine résultant de son séjour en réacteur est compensée par une meilleure distribution des contraintes sur la gaine résultant de la fracturation de la pastille combustible et de l'augmentation de sa viscoplasticité avec l'irradiation. En outre, les essais réalisés sur des crayons AREVA à gainage M5 ont montré que ceux-ci pouvaient accommoder des excursions de puissance bien plus importantes que les crayons à gainage Zircaloy-4 ce qui permettra à EDF, dans un futur proche, d'assouplir les conditions d'exploitations de ses réacteurs.

Accident grave: apport des essais PHEBUS PF à la connaissance de la progression du corium et du comportement des produits de fission en situation d'accident grave

Depuis l'accident de Three Mile Island (TMI) en 1978, un effort international important a été fait sur la recherche sur des accidents graves, comportant des expériences intégrales, des essais à effet séparé et des développements de modèles.

Le programme PHEBUS PF a été créé en 1988 et conduit par l'IPSN, puis l'IRSN depuis 2002, en partenariat européen avec la communauté internationale. L'intérêt et l'originalité de ce programme,

unique au monde, résident dans le caractère global des expériences qui sont menées : PHEBUS PF est en effet le seul programme qui reproduise, à échelle réduite, mais dans des conditions représentatives, le processus de fusion du cœur d'un réacteur à eau sous pression.

Réalisé sur environ une vingtaine d'années, le programme PHEBUS PF a comporté une série de cinq essais globaux visant à étudier les principaux phénomènes physiques pouvant se produire durant un accident grave. L'objectif principal de ce programme de recherche est de contribuer à mieux connaître les rejets radioactifs qui s'échapperaient dans l'environnement si un tel accident se produisait : quelle nature et quelle quantité de produits radioactifs pourraient être relâchés à l'extérieur de la centrale ? Sous quelle forme : poussières ou gaz ?

D'un essai à l'autre, les expérimentateurs font varier différents paramètres : la nature du combustible (taux de combustion et géométrie), les conditions thermohydrauliques (débits, conditions oxydantes ou réductrices), les conditions du puisard (température et nature acide ou basique), la composition des barres de commande.

Les quatre premières expériences, réalisées entre 1993 et 2000, ont permis d'obtenir des données nouvelles sur les mécanismes de dégradation d'un cœur de réacteur nucléaire, les produits radioactifs libérés et leur comportement dans les circuits et l'enceinte de confinement.

Plus précisément, alors que les expériences FPT-0, FPT-1 et FPT-2 (premier, deuxième et quatrième essais) étaient plus particulièrement destinées à étudier la dégradation des assemblages combustibles et des barres de commande en alliage argent-indium-cadmium (AIC), représentatifs d'un cœur de réacteur à eau sous pression (REP) français de 900 MWe, l'expérience FPT-4 (troisième essai) s'est attachée à étudier plus particulièrement les relâchements de produits de fission peu volatils (baryum, molybdène, ruthénium) et d'actinides (uranium, neptunium, américium) à partir d'un "lit de débris" de combustible irradié, chauffé jusqu'à la formation d'un bain de combustible fondu. La formation d'un tel lit de débris, observée lors de l'accident de Three Mile Island, pourrait résulter d'une tentative de renoyage du cœur.

Ces essais ont permis d'obtenir des données inédites sur :

- le processus de dégradation d'un cœur de réac-

teur, la fusion observée intervenant à des températures de 400 à 600 °C plus faibles qu'attendu ;

- la cinétique de production d'hydrogène dans une ambiance riche en vapeur d'eau, plus rapide que prévue par la plupart des codes existants ;
- le comportement physico-chimique de l'iode (plus volatil que prévu) et du césium (moins volatil que prévu) transportés dans les circuits ;
- le comportement complexe de l'iode dans l'enceinte de confinement (entre autres, son piégeage dans l'eau du puisard par l'argent provenant de la fusion du crayon simulant les barres de commande en Argent-Indium-Cadmium du réacteur).

Ces essais ont également confirmé certaines connaissances acquises grâce à des expériences de laboratoire sur le relâchement des produits de fission volatils (iode, césium, tellure) et sur les caractéristiques physiques des aérosols radioactifs transportés dans les circuits.

Les essais PHEBUS ont permis de valider et d'améliorer les codes de calcul d'accident grave développés et utilisés dans le monde. En France, il s'agit en particulier du code-système ASTEC² développé en étroite collaboration entre l'IRSN et son homologue allemand la GRS³ et maillon central du réseau européen sur les accidents graves (SARNET⁴). Le code MAAP⁵ utilisé par EDF est également testé sur les essais du programme PHEBUS PF.

Un certain nombre d'enseignements ont été utilisés pour l'évaluation des termes sources⁶ et les recherches menées dans le cadre de ce programme contribuent à optimiser les actions et procédures qui seraient mises en œuvre en cas d'accident nucléaire pour protéger les populations et l'environnement.

Le dernier essai PHEBUS PF, appelé FPT-3, réalisé le 18 novembre 2004, avait pour but d'affiner les données sur les mécanismes de dégradation d'un cœur de REP équipé d'une barre de commande en carbure de bore, type de barre équipant les REP 1300 MWe, ainsi que l'EPR. Il avait également pour objectif de tester et de comparer différents recom-

2. Accident Source Term Evaluation Code.

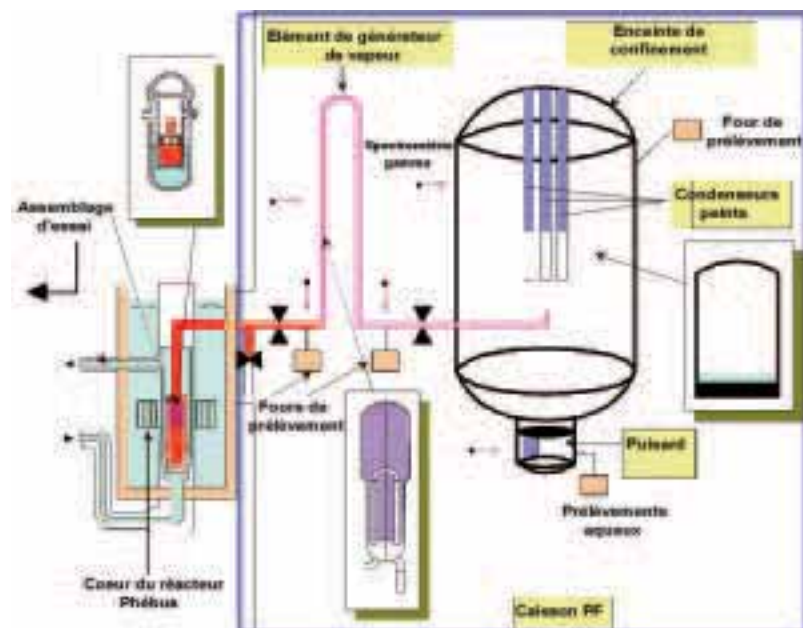
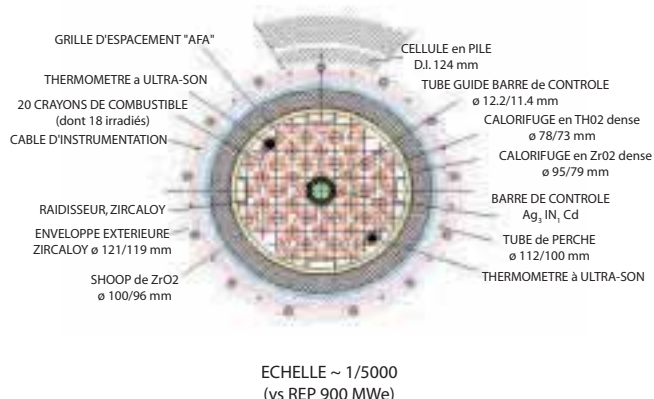
3. Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit mbH (Allemagne).

4. Severe Accident Research NETWORK of excellence.

5. Modular Accident Analysis Program.

6. Terme source : On désigne par l'expression "terme source" les substances radioactives qui pourraient potentiellement être transférées dans l'environnement si un accident majeur se produisait dans une centrale nucléaire. Le terme source qui contribue le plus, à court terme, au risque radiologique est l'iode 131.





L'installation PHEBUS PF

bineurs catalytiques⁷, appareils destinés à limiter le risque d'explosion lié à hydrogène à l'intérieur de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave avec fusion du cœur du réacteur. Il a été observé, lors de la phase de dégradation du combustible, une proportion d'iode sous forme gazeuse dans l'enceinte de confinement de 80%, nettement supérieure à celle actuellement retenue pour les évaluations des termes sources, ainsi qu'une efficacité des coupons de recombineurs moindre que celle attendue. La compréhension physique des phénomènes s'appuiera notamment sur les résultats des expérimentations CHIP⁸ (menées dans le cadre du *Programme International Terme Source*, voir ci-après). Les résultats pourront alors être transposés au cas réacteur.

L'analyse des résultats expérimentaux de PHEBUS PF ayant mis en évidence de nouveaux phénomènes, il est apparu nécessaire d'améliorer leur compréhension, d'où le lancement du Programme international terme source, mené sous l'égide de l'IRSN en partenariat avec le CEA et EDF et associant des partenaires étrangers. Cette fois, la démarche n'est plus globale mais analytique; cette approche, complémentaire de celle menée dans le cadre de PHEBUS PF, permet d'analyser plus pré-

cisément certaines phases du processus accidentel. L'achèvement des programmes expérimentaux menés dans ce cadre est prévu en 2010.

Des réflexions sont actuellement menées pour identifier les besoins de connaissances pour lesquels des essais intégraux du type de ceux réalisés dans le réacteur PHEBUS seraient pertinents. Parmi les thèmes potentiels, on peut citer les conséquences d'une entrée d'air, d'un renouage sur des combustibles dégradés, des combustibles MOX ou à fort taux d'enrichissement. Des réflexions sont également en cours afin d'examiner les contributions possibles du réacteur PHEBUS aux études de sûreté relatives aux accidents graves susceptibles de survenir sur les réacteurs de quatrième génération.

Contributions pour les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium

En soutien aux expertises de sûreté associées à la mise en service et à l'exploitation des réacteurs PHENIX et SUPERPHENIX, un programme important d'études et d'essais a été réalisé notamment sur les problématiques de dégradation du combustible (UPuO₂) et du cœur des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium. C'est dans ce cadre que les réacteurs CABRI et SCARABEE ont été mis à contribution au travers de plusieurs programmes expérimentaux, qui visaient à acquérir des connaissances sur les phénomènes impliqués dans les séquences pouvant conduire à une ébullition du

7. Les recombineurs catalytiques ont pour fonction de réduire la concentration en hydrogène dans l'enceinte par recombinaison de l'hydrogène avec l'oxygène de l'air présent dans l'enceinte.

8. Programme expérimental mené afin de réduire les incertitudes sur la chimie du transport de l'iode dans le circuit primaire.

sodium dans un assemblage, une fusion de combustible dans les aiguilles, une fusion d'assemblage ou encore une fusion de l'ensemble du cœur ; ces connaissances ont participé à la qualification des outils de calculs utilisés pour les démonstrations de sûreté et leur expertise.

Il convient de rappeler que les réacteurs tels que PHENIX et SUPERPHENIX ont été conçus pour contenir une fusion dans le cœur (aiguilles et assemblages) et résister à un dégagement d'énergie mécanique pouvant résulter de la détente d'une bulle de vapeur de combustible ou de sodium (par interaction thermodynamique entre les matériaux fondus et du sodium) ; ces énergies ont été spécifiées dans les décrets de création de PHENIX (500 MJ) et SUPERPHENIX (800 MJ).

Les programmes expérimentaux mis en œuvre entre 1971 et 2001 dans les réacteurs CABRI et SCARABEE ont concerné des questions de sûreté soulevées dans les évaluations de la prévention, de la détection et des conséquences des trois séquences ou événements suivants :

- la fusion généralisée dans le cœur ;
- le bouchage total instantané d'un assemblage (entraînant sa fusion) ;
- la remontée intempestive de barres de commande.

L'accident de fusion généralisée dans le cœur, associé généralement à la séquence d'arrêt des pompes primaires sans chute des barres, et sans reprise par les groupes électrogènes, a été étudié au travers des programmes CABRI-1, SCARABEE-N, CABRI-2, CABRI-FAST et CABRI-RAFT (54 essais au total), avec du combustible vierge ou irradié. De façon synthétique, les conclusions tirées de ces essais sont les suivantes :

- la séquence n'introduit pas dans sa première phase ("phase primaire") de dispersion suffisante du combustible pour éviter un retour ultérieur à la criticité ;
- les phases suivantes ("phase de transition", "excursion secondaire") restent à approfondir, pour s'assurer que des mécanismes de recompaction ne pourraient pas conduire à des dégagements d'énergie supérieurs à ceux mis en jeu dans la première phase.

L'accident de bouchage total instantané d'un assemblage a été traité dans les programmes SCARABEE-N (10 essais), avec uniquement du combustible vierge. L'enjeu essentiel associé à l'étude de cet accident était de s'assurer que les systèmes

de détection en réacteurs (variation de la réactivité, ruptures de gaines, échauffement dans les assemblages voisins) pourraient intervenir suffisamment tôt avant que la fusion ne se propage à l'ensemble du cœur. Pour l'essentiel, il a été retenu de ces essais qu'il y aurait une propagation de la fusion aux assemblages voisins si la détection de l'accident n'intervient pas de façon précoce, dans les quinze premières secondes. Le développement de systèmes de détection performants et diversifiés est donc fondamental. Par ailleurs, avec du combustible irradié, le risque de propagation plus rapide de la fusion avec du combustible irradié, du fait de la pressurisation du bain fondu par les gaz de fission, reste à explorer.

La remontée intempestive de barres de commande a été traitée dans les programmes CABRI-2, CABRI-FAST et CABRI-RAFT (9 essais au total). L'une des questions importantes soulevées lors des instructions techniques pour le réacteur SUPERPHENIX était de savoir s'il était possible d'admettre une fusion partielle dans des aiguilles en cas de remontée de barres, en tenant compte du fait que l'une des aiguilles concernées peut être affectée d'un défaut de fabrication. L'essai RB2 du programme CABRI-FAST a été réalisé dans cette optique : au cours de cet essai, une aiguille de combustible irradié, dont la gaine avait été préalablement amincie pour simuler un défaut, a été soumise à une rampe de puissance jusqu'à obtenir une fusion partielle du combustible dans les pastilles. Cet essai a montré que du combustible fondu avait été éjecté hors de l'aiguille par ouverture du défaut, ce qui a conforté a posteriori la pertinence du système de limitation de remontée de barres qui avait été installé dans SUPERPHENIX, permettant de réduire le risque de fusion du combustible en cas de remontée de barres.

En conclusion, les réacteurs CABRI et SCARABEE ont contribué de façon significative aux recherches en sûreté pour les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, et un certain nombre d'axes de recherche sur lesquels progresser ont été identifiés et pourront être réévalués dans l'optique d'une reprise du développement de cette filière.

Conclusion

Les quelques exemples donnés ci-dessus montrent l'importance fondamentale d'essais dans des réacteurs d'expérimentation en parallèle à la modélisation et aux essais analytiques pour établir et assoir les démonstrations de sûreté. De tels essais :



- permettent de caractériser des phénomènes mal connus ;
- peuvent mettre en évidence des phénomènes non prévus ;
- participent in fine au développement et à la qualification globale des outils de calcul utilisés dans les démonstrations de sûreté. ■

LES SPÉCIFICITÉS DU CONTRÔLE DES RÉACTEURS EXPÉRIMENTAUX

La spécificité du contrôle des réacteurs expérimentaux : le point de vue de l'inspecteur de l'ASN

The specific nature of experimental reactor regulation: the viewpoint of ASN's inspectors

par Magalie Escoffier, chargé d'affaires, Division de Marseille et David Magnier, chargé d'affaires, Division d'Orléans – ASN

Les réacteurs expérimentaux et de recherche sont souvent désignés au sein même de l'Autorité de sûreté nucléaire sous le vocable de "réacteurs autres que les réacteurs à eau sous pression" (REP), ce qui illustre immédiatement leur "différence". Ils regroupent en effet des installations d'une grande variété technique, non standardisées et pour lesquelles il n'y a donc pas d'effet de "parc". Cette variété ainsi que les interlocuteurs rencontrés qui ne sont pas des industriels mais des chercheurs imposent à l'inspecteur de la sûreté nucléaire chargé de leur contrôle d'associer à la rigueur requise lors de l'inspection, une excellente connaissance des spécificités techniques de chaque réacteur et une très grande adaptabilité aux situations extrêmement diverses qu'il peut rencontrer. Ainsi, le contrôle des réacteurs expérimentaux, s'il a un certain nombre de points communs avec celui des autres installations nucléaires, notamment des réacteurs électrogènes, est très spécifique.

L'inspecteur de l'ASN doit apprendre à connaître des installations à taille humaine et toutes différentes

Le parc électronucléaire français est constitué de 58 réacteurs de technologie semblable alors que la douzaine de réacteurs expérimentaux, qui à une exception près sont exploités par le Commissariat à l'énergie atomique (CEA), sont tous différents. Ce "parc" hétéroclite de réacteurs comprend des installations qui, pour les plus anciennes, ont démarré pour la première fois au début des années soixante et, pour la plus récente, il y a déjà plus de 25 ans. Ces réacteurs ont des puissances thermiques qui varient de quelques watts à plusieurs centaines de mégawatts. Ils "brûlent" pour certains des combustibles faiblement enrichis en uranium 235 mais pour d'autres l'enrichissement atteint plus de 90%. Certains peuvent fonctionner à pleine puissance

plus de 200 jours par an et d'autres n'être utilisés que quelques heures par décennie. Ils sont exclusivement dédiés à la recherche, PHENIX, pour sa part, reste néanmoins un réacteur de démonstration de la filière à neutrons rapides, couplé au réseau, qui contribue également avec une puissance de 350 mégawatts à la production d'énergie électrique.

Chacun de ces réacteurs est un outil unique du point de vue de sa conception, de sa construction, de son exploitation et des missions qu'il assure. Les démonstrations de sûreté sont spécifiques à chaque installation. Pour un inspecteur de l'ASN, les similitudes de contrôle entre deux installations expérimentales sont ainsi bien moindres que celles pouvant exister entre un réacteur REP installé à Gravelines et un autre installé à Dampierre par exemple.

Le rapport de sûreté d'une installation nucléaire de base est l'élément central parmi les nombreux documents qui composent le référentiel de sûreté (rapport de sûreté, prescriptions techniques, règles générales d'exploitation, etc.). Ces documents constituent les références auxquelles l'exploitant d'une installation nucléaire doit se conformer et dont un inspecteur a pour mission de contrôler le strict respect. Pour un réacteur de type REP d'une

Executive Summary

An experimental reactor, as opposed to a pressurised water reactor (PWR), is a unique research tool. Unique in the fact that it is built on a human scale, unique in its operating domain and its organisation, a place where operators and researchers work side by side, each with their own demands and needs. The corresponding safety regulation therefore requires extensive knowledge of the specific technical aspects of each reactor and considerable adaptability to the various situations that may arise, while aiming to adhere strictly to the design specifications and the regulations.





Préparation d'une expérience

puissance de 900 MWe exploité par EDF, ce rapport de sûreté est composé d'une dizaine de classeurs mais, si on y ajoute les règles générales d'exploitation, le programme de base de maintenance préventive, on atteint vite une cinquantaine de classeurs, soit plusieurs dizaines de milliers de pages. A contrario, l'ensemble du référentiel de sûreté d'un réacteur d'expérimentation dépasse rarement la dizaine de classeurs.

Ces quelques éléments quantitatifs ont leur importance et peuvent expliquer une approche d'acquisition des compétences différente entre un inspecteur en charge du contrôle des REP et un inspecteur en charge d'un réacteur de recherche. Dans le premier cas, une vision intégrale de l'installation et l'acquisition de la documentation prend plusieurs années. Dans le second, la lecture exhaustive du référentiel associée à quelques visites ou inspections permettent d'appréhender l'installation la plus complexe en quelques mois. Cependant, le cadre documentaire moins imposant pour ces installations expérimentales est également une difficulté pour l'inspecteur dans le quotidien de ses contrôles. Bien souvent, le référentiel moins détaillé est sujet à interprétation et une vigilance accrue des inspecteurs est nécessaire pour s'assurer que l'exploitant ne s'écarte pas des objectifs ou principes fixés par l'ASN.

L'inspecteur de l'ASN doit adapter son contrôle à des installations dédiées à la recherche et aux chercheurs

Il faut tout d'abord noter que, à la différence des REP, dont l'accès au bâtiment du réacteur est interdit lorsque le réacteur fonctionne à pleine puissance, la quasi-totalité des réacteurs expérimentaux offre, par conception, l'avantage d'être accessibles en exploitation quel que soit l'état du réacteur. Cette particularité permet à l'inspecteur de contrôler à tout moment la sûreté de l'installation,

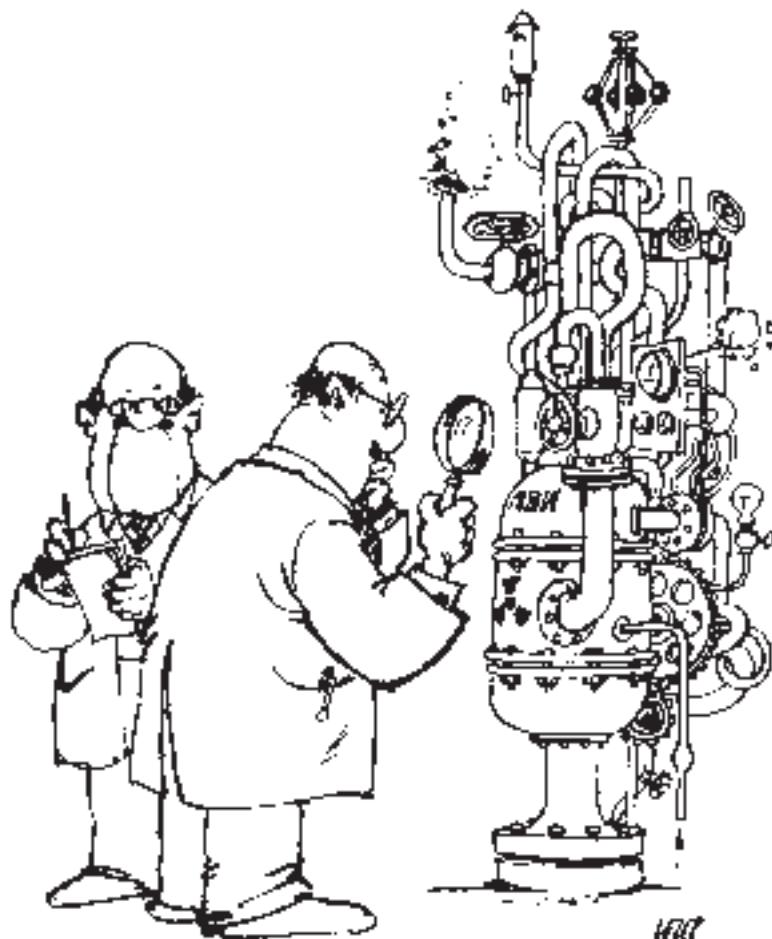
sans être contraint par le cadre des phases d'exploitation des REP.

Les inspections se déroulent suivant un programme tout aussi soutenu que sur les réacteurs d'EDF mais sont centrées sur les problématiques induites par les programmes de recherche : vérification que les dispositifs expérimentaux introduits dans les cœurs des réacteurs ont bien été pris en compte dans le calcul de la réactivité, contrôle de la dosimétrie des expérimentateurs qui introduisent les dispositifs expérimentaux dans le réacteur ou qui modifient les configurations en déplaçant les crayons combustibles manuellement pour effectuer de nouveaux calculs neutroniques, ... en intervenant ainsi au plus près du cœur du réacteur. La variété des programmes de recherche implique ainsi un suivi très rapproché car l'absence de contrôle d'une situation peut conduire à des accidents très graves de personnes sans nécessairement entraîner des risques importants à l'extérieur de l'installation. Il y en a eu plusieurs ainsi dans le passé à l'étranger, notamment lors du démarrage des programmes de recherche sur le nucléaire alors que l'on maîtrisait encore mal la réaction de fission (accidents de criticité aux États-Unis où plusieurs chercheurs ont été irradiés mortellement dans les années cinquante).

Par ailleurs, en raison de leur finalité, les réacteurs expérimentaux voient se côtoyer deux populations en permanence :

- les exploitants, qui ont pour mission de faire fonctionner le réacteur nucléaire dans le respect du domaine de fonctionnement autorisé ;
- les "expérimentateurs" ou chercheurs, qui utilisent, de différentes manières, les particules ou le rayonnement produits par la réaction nucléaire et qui doivent le faire dans le respect des règles de sûreté.

Ces populations ont parfois des contraintes antagonistes et il faut constamment s'assurer que celles-ci ne diminuent pas ou ne remettent pas en cause le niveau de sûreté de l'installation. C'est par exemple le cas lorsqu'il faut mettre en place rapidement un programme de recherche international et respecter toutes les étapes de "mise en pile" de nouvelles expérimentations dans le cœur du réacteur. En effet, des réglages pointus inhérents aux dispositifs expérimentaux à mettre en place doivent être effectués (par exemple les seuils d'arrêt automatique du réacteur sont modifiés en tant que de besoin). Pour les chercheurs utilisant directement le rayonnement neutronique, il pourrait être tentant



d'effectuer des réglages sur leur expérience alors que le faisceau fonctionne ce qui peut entraîner des irradiations graves. Enfin, pour la plupart des réacteurs de recherche, les configurations du cœur du réacteur et les expériences réalisées en son sein ou à sa proximité doivent être modifiées d'un cycle de fonctionnement à un autre, ce qui implique une excellente coordination entre les expérimentateurs et l'exploitant. Dans ce contexte et au-delà de la technique, la sûreté repose ainsi en grande partie sur les facteurs humains et organisationnels. C'est pour cette raison que ce domaine est plus particulièrement examiné dans le cadre des inspections, de l'analyse des incidents et de l'instruction des dossiers de sûreté des demandes d'autorisations sollicitées par les exploitants.

L'inspecteur de l'ASN est particulièrement attentif aux phases d'arrêt et de redémarrage des réacteurs expérimentaux

Les notions d'arrêt technique pour maintenance ou rechargement du combustible n'existent pas sur les réacteurs expérimentaux ou ne sont pas aussi réglementées qu'elles peuvent l'être sur les REP.

Chaque réacteur expérimental étant unique, la période pendant laquelle l'exploitant va procéder, soit au changement du combustible, soit à de la maintenance et à des modifications lourdes ou améliorations de son installation est très variable. Elle peut correspondre à quelques jours ou quelques années. Par contre, un REP doit être arrêté impérativement tous les 12 ou 18 mois. EDF procède alors soit à un simple rechargement en combustible (avec parfois une maintenance "légère"), soit à une visite partielle (maintenance "plus importante") ou à une visite décennale (maintenance "lourde"). Ces périodes d'arrêt où le bâtiment du réacteur devient accessible, représentent de véritables enjeux de sûreté et de radioprotection en raison de la très grande quantité de radioactivité présente et des milliers d'interventions ou de vérifications à faire sur les matériels soumis à de très fortes sollicitations (fortes pressions, hautes températures). Ces arrêts peuvent durer jusqu'à 5 ou 6 mois pour une visite décennale avec remplacement des générateurs de vapeur. À l'inverse, les matériels des réacteurs expérimentaux sont moins sollicités car ces installations fonctionnent le plus souvent à température ambiante et à pression atmosphérique. Les arrêts des réacteurs expérimentaux



taux représentent donc des enjeux moindres et le suivi est allégé. Seul les arrêts du réacteur expérimental PHENIX suivent une démarche du même type que celle décrite pour les REP concernant les arrêts de tranche. Ces arrêts sont notamment imposés par les contrôles réglementaires sur les générateurs de vapeur. Ainsi, à la demande de l'ASN, en préalable à chaque arrêt, l'exploitant transmet un dossier rassemblant toutes les interventions à fort enjeu de sûreté, ainsi qu'un dossier de synthèse visant à formaliser le retour d'expérience des précédents arrêts.

Le redémarrage d'un réacteur à la suite d'un arrêt est aussi un moment critique car il faut s'assurer de la conformité au référentiel de sûreté afin de prévenir les incidents. Pour les REP, tout arrêt de plus de deux semaines nécessite une autorisation de l'ASN. A contrario, les réacteurs expérimentaux disposent généralement d'une souplesse de fonctionnement plus grande les autorisant à procéder à des arrêts et redémarrages programmés sans en informer l'ASN ; c'est notamment le cas pour ceux de très faible puissance. À plusieurs reprises, l'ASN a été conduite à conditionner le redémarrage de réacteurs expérimentaux à son autorisation, à la suite d'arrêts aux cours desquels des incidents, des contrôles et essais périodiques non satisfaisants ou des aléas techniques étaient survenus nécessitant une vigilance particulière vis-à-vis de la conformité de l'installation. Ces situations conduisent de fait à interrompre les programmes de recherche tant que l'état de l'installation n'est pas jugé satisfaisant. Afin de faciliter la gestion de ces situations tant pour les inspecteurs que pour les chercheurs, l'ASN prépare actuellement un guide relatif à la gestion des arrêts longs des réacteurs expérimentaux, sur le modèle de ce qui

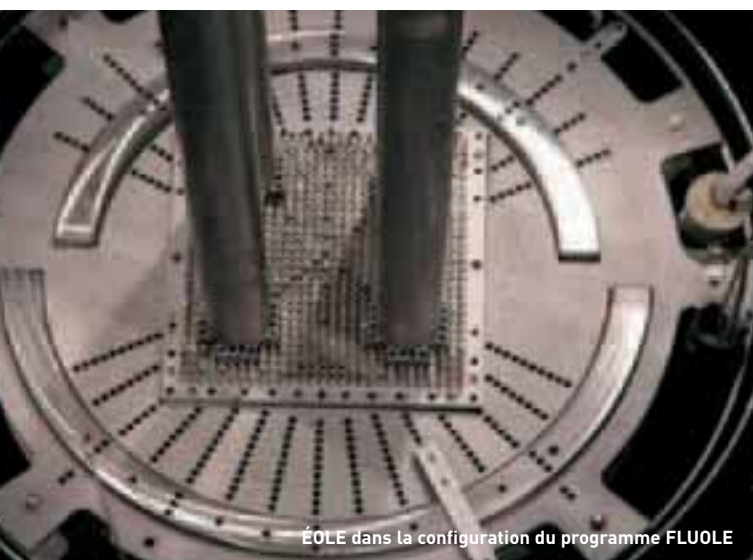
existe depuis longtemps pour les réacteurs électronucléaires.

L'ASN a défini un cadre pour les autorisations, adapté aux particularités des réacteurs expérimentaux

Si des autorisations de redémarrage ne sont pas nécessairement requises pour les réacteurs expérimentaux, les autorisations pour de nouvelles expérimentations le sont. Ainsi, la mise en œuvre d'une nouvelle expérience, que ce soit l'irradiation d'un objet expérimental ou la mise en place d'une nouvelle configuration de cœur, fait l'objet d'une autorisation formelle donnée, soit par le directeur du centre nucléaire - on parlera alors d'autorisation "interne" -, soit par l'ASN - autorisation dite "externe".

La possibilité pour certains réacteurs expérimentaux de pouvoir bénéficier d'un régime d'autorisation interne dans certains conditions relève d'une disposition mise en place en 2002, dont l'objectif vise à responsabiliser davantage l'exploitant. Les chercheurs devraient tirer bénéfice de cette responsabilité accrue de l'exploitant. En effet, dans le cadre de cette autorisation interne, il pourra ajuster au mieux les délais requis pour la mise en place des mesures de sûreté nécessaires à la réalisation de l'expérience dans la mesure où il assure la responsabilité de l'ensemble du processus. Dans le cadre de ce processus d'autorisation interne, l'exploitant peut ainsi procéder à des évolutions de son installation ou de son référentiel de sûreté lorsqu'ils ne remettent en cause la démonstration de sûreté du réacteur, telle qu'autorisée par les prescriptions techniques et le décret d'autorisation. À titre d'exemple, le réacteur Eole, dans sa fonction de réacteur maquette, utilise ce processus lors de la mise en route de tout nouveau programme impliquant de nouvelles configurations de cœur. Les inspecteurs ont alors pour mission de contrôler la mise en place du processus d'autorisations internes ainsi que le respect des conditions d'autorisation au niveau de l'installation.

Un des enjeux importants du contrôle de ce processus d'autorisation interne est que l'ASN garde en permanence une bonne visibilité sur ce que fait et autorise l'exploitant dans son installation. Aussi, les inspecteurs doivent régulièrement examiner le programme semestriel d'autorisations internes prévues et les fiches d'expérience attachées que transmet l'exploitant afin de vérifier la bonne adéquation du niveau d'autorisation déterminé aux en-



ÉOLE dans la configuration du programme FLUOLE

jeux de sûreté. Si nécessaire, les inspecteurs organisent des réunions techniques auxquelles participent l'appui technique de l'ASN (l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, IRSN) en tant que de besoin et les inspecteurs se font expliciter l'ensemble du processus. L'ASN peut, dans certains cas, demander directement l'expertise de l'IRSN sur un dossier qu'elle juge particulièrement sensible comme pour les autres dossiers examinés soumis à l'autorisation de l'ASN. Dans d'autres cas, l'ASN peut demander une expertise de l'IRSN sur un dossier déjà autorisé par le directeur de centre afin de s'assurer de la pertinence de l'analyse de l'exploitant. À titre d'exemple, sur les 13 dernières autorisations internes prévisionnelles relatives aux dispositifs expérimentaux d'OSIRIS, l'expérimentation "Isabelle 4" fera l'objet d'une expertise de l'IRSN avant autorisation; les 12 autres feront l'objet d'une autorisation interne.

Pour les réacteurs ne bénéficiant pas du régime des autorisations internes la mise en œuvre d'une nouvelle expérience est soumise à l'autorisation de l'ASN. L'exploitant de PHENIX, qui ne bénéficie pas de cette démarche met en moyenne 5 objets expérimentaux en cœur par an et sollicite donc l'autorisation de l'ASN autant de fois que nécessaire. Ces objets expérimentaux étant insérés dans le cœur pendant les arrêts pour maintenance, l'autorisation d'irradiation tient lieu d'autorisation de redémarrage.

À ces autorisations d'exploitation courante viennent s'ajouter les autorisations de modification d'installation. Du fait des réexamens de sûreté tous les 10 ans et des projets de rénovation des installations, voire des projets de modification, de nombreux réacteurs sollicitent des autorisations pour travaux. Le référentiel d'un réacteur expérimental étant spécifique à celui-ci, chaque dossier d'autorisation pour travaux est unique et doit être instruit en tenant compte de cette spécificité.

L'ASN analyse les événements significatifs ayant lieu dans les réacteurs expérimentaux et en tire le retour d'expérience pour améliorer la sûreté

Le référentiel de sûreté associé à un domaine d'exploitation et éventuellement complété par des autorisations ponctuelles définit le domaine de fonctionnement d'une installation nucléaire. Tout écart par rapport à ce domaine de fonctionnement doit être déclaré par l'exploitant auprès de l'ASN en tant qu'événement significatif vis-à-vis de la sûreté, de



Les inspecteurs de l'ASN dans le bâtiment réacteur de CABRI à Cadarache

l'environnement ou de la radioprotection. En parallèle à l'exploitant, doté de la responsabilité première, l'ASN analyse aussi ces événements, et notamment leur éventuel caractère "générique" (c'est-à-dire leur possible reproductibilité sur d'autres installations), afin d'en tirer le retour d'expérience et d'améliorer la sûreté.

Le guide relatif aux modalités de déclaration et à la codification des critères relatifs aux événements significatifs impliquant la sûreté, la radioprotection ou l'environnement applicable aux installations nucléaires de base et au transport de matières radioactives définit les critères de déclaration. Pour les événements significatifs pour la sûreté, il distingue les REP des installations nucléaires de base "autres que les REP". Cette catégorie couvre les réacteurs expérimentaux, les usines du cycle du combustible, les laboratoires de recherche et les installations propres au traitement des déchets. Néanmoins, ce guide, mis en application au le 1^{er} janvier 2006, a introduit, pour les réacteurs expérimentaux, un critère dénommé "mise en service manuelle ou automatique, intempestive ou non, d'un des systèmes de protection et/ou sauvegarde, à l'exception des mises en services intentionnelles résultant d'actions programmées en vue de maintenir une fonction importante de sûreté". ce critère est utilisé depuis deux décennies pour les REP. Depuis le 1^{er} janvier 2006, les réacteurs expérimentaux doivent donc déclarer tous les arrêts d'urgence non programmés comme des événements significatifs. En effet, tout arrêt d'urgence est potentiellement porteur d'enseignements pour l'amélioration de la sûreté.

Un des enjeux pour l'ASN a été de faire comprendre l'importance de ce nouveau critère de déclaration. En effet pour les réacteurs de puissance, ce critère est notamment lié à la "compta-



bilisation des situations”, c’est-à-dire au fait que tout arrêt d’urgence sur un REP entraîne de fortes sollicitations de ses organes essentiels en modifiant brutalement les conditions de fonctionnement en température et en pression. Ces arrêts brusques fragilisent certains matériaux et sont donc “comptés” et pris en compte dans les réexamens de sûreté et dans l’évaluation des effets du vieillissement. Pour les réacteurs de recherche fonctionnant à température et pression normale, les enjeux de sûreté ne sont pas les mêmes. Pour autant, un arrêt d’urgence n’est jamais anodin. Ainsi, la survenue de cet événement récemment sur le réacteur Orphée a conduit l’exploitant, après des échanges avec l’ASN, à rechercher plus précisément les conditions de la survenue de cet arrêt d’urgence dont la cause avait été jugée initialement comme non significative. Cet examen a conduit à identifier le mauvais fonctionnement d’un type de microcontacteur dans un disjoncteur interne de l’onduleur d’une des voies électriques. Ce type d’événement peut avoir un aspect générique, l’exploitant l’a donc répercuté auprès de l’ensemble de ses chefs d’installation.

L’ASN examine chaque année l’ensemble des incidents déclarés par les exploitants et en publie le résultat dans le rapport annuel sur la sûreté et la radioprotection. Un certain nombre de ces incidents font l’objet de lettres circulaires auprès de l’ensemble des exploitants afin d’attirer leur attention sur le caractère potentiellement générique de certains d’entre eux. Cet examen est fait également avec le soutien technique de l’IRSN. Il est particulièrement riche d’enseignement, même s’il est plus difficile, du fait de l’unicité de ces réacteurs qui rend le retour d’expérience moins transposable d’une installation à l’autre.

Bilan et perspectives : un contrôle adapté pour un niveau de sûreté élevé

Un réacteur expérimental est un outil unique. Unique dans son référentiel, unique dans son domaine de fonctionnement, unique dans son organisation. De ce fait, le contrôle de l’inspecteur de l’ASN doit s’adapter à cette unicité et prendre en compte les spécificités de chaque installation, tout en ne perdant jamais de vue les exigences de sûreté élevées liées à ces outils qui, s’ils fonctionnent habituellement à de faibles puissances, peuvent, en sortant brusquement de leur domaine de fonctionnement autorisé, conduire à des irradiations graves du personnel et à des rejets de matière radioactives dans l’environnement.

Dans ce contexte, l’inspecteur doit s’attacher à contrôler de manière suivie le strict respect du référentiel et de la réglementation, exercice d’autant plus difficile que ce référentiel est plus évolutif que celui des installations industrielles. Il doit de plus rester attentif au fait que l’activité de recherche de ces réacteurs remet souvent ce même référentiel en question. Aussi, contrairement aux exploitants des installations industrielles dont les référentiels varient peu, les exploitants des installations de recherche sollicitent très souvent l’ASN pour des autorisations ponctuelles qui peuvent être complexes. Aussi, il est nécessaire que l’ASN intègre ce mode de fonctionnement dans son processus de décisions et d’autorisations.

Dans les années qui viennent, les inspecteurs de l’ASN devront aussi prendre en compte, dans leurs activités de contrôle, les spécificités des réacteurs expérimentaux qui vont être créés, en premier lieu le réacteur Jules Horowitz à Cadarache qui remplacera OSIRIS avec des potentialités accrues, puis ITER, premier réacteur utilisant le principe de la fusion nucléaire et supporté par une organisation de recherche internationale construit également à Cadarache. Ces réacteurs donneront lieu à d’autres enjeux et défis pour l’ASN et ses inspecteurs. ■

LES SPÉCIFICITÉS DU CONTRÔLE DES RÉACTEURS EXPÉRIMENTAUX

La sûreté des réacteurs de recherche vue du Groupe permanent réacteurs

Research reactor safety from the advisory committee for nuclear reactors standpoint

par Philippe Saint-Raymond, vice-président du Groupe permanent réacteurs

Les premiers réacteurs nucléaires conçus dans le monde ont été des réacteurs expérimentaux : toute technique nouvelle ne peut débiter que par des réalisations expérimentales, et il était bien entendu nécessaire de tester la faisabilité de la réaction en chaîne, prédite théoriquement par Niels Bohr et Enrico Fermi, avant de songer à ses applications industrielles (ou d'ailleurs militaires). C'est ainsi que le premier réacteur nucléaire fut construit à Columbia aux États-Unis en 1942, mais que le premier réacteur à être conçu pour être couplé au réseau, qu'on peut qualifier de premier réacteur de puissance (même si en l'occurrence sa puissance était modestement de 5 MWe) fut celui d'Obninsk en URSS en 1954.

En France, le premier réacteur expérimental fut en 1948 la pile ZOÉ, maintenant transformée en musée, qu'on peut encore visiter à Fontenay-aux-Roses ; le premier réacteur de puissance, Chinon A1, dont on a également fait un musée, a démarré en 1963.

Qu'est-ce qu'un réacteur de recherche ?

Au départ, la distinction entre réacteurs de recherche et réacteurs de puissance n'était pas très nette ; la limite entre ces deux catégories variait selon qu'on s'intéressait à la finalité des réacteurs ou à leur technologie. C'est ainsi que le réacteur EL4, qui a fourni à Brennilis de l'électricité au réseau de 1966 à 1985, était tout à fait comparable, à la dimension près, aux réacteurs de recherche EL2 et EL3 de Saclay¹. Quant aux réacteurs de la filière graphite-gaz (Chinon A, Saint-Laurent A et Bugey 1), ils dérivait des réacteurs de Marcoule, à vocation militaire. Lorsque l'Autorité de sûreté nucléaire, confrontée peu après sa création à l'obligation de contrôler tous les réacteurs



L'équipe des concepteurs et réalisateurs de la pile ZOÉ. Assis au centre F. Joliot, à sa droite L. Kowarski

existants et en création, décida de s'organiser en conséquence, elle répartit les responsabilités de ses différentes sous-directions en fonction des filières de réacteurs et non de leurs finalités : c'est ainsi qu'à côté d'une division chargée des réacteurs (de puissance) à eau sous pression de 900 MW électriques, bientôt doublée d'une division chargée des réacteurs à eau sous pression de 1300 MW électriques, on trouvait une sous-direction chargée de l'ensemble des "autres réacteurs" où coexistaient, auprès de réacteurs clairement destinés à la recherche, des réacteurs de puissance couplés au réseau comme le réacteur à eau lourde de Brennilis, les six réacteurs de la filière graphite-gaz déjà mentionnés, et même le premier réacteur à eau sous pression français, celui de Chooz A, plus les réacteurs à neutrons rapides PHÉNIX et SUPERPHÉNIX. On peut d'ailleurs s'interroger sur

Executive Summary

The French Advisory Committee for Nuclear Reactors assesses both power reactor and research reactor safety cases. After considering the main differences between those two kinds of reactors, in terms of diversity, magnitude of size and power, age, type of fuel, operating schedule and experimental activities, and their consequences for safety, this article concludes it is beneficial to have safety issues of both examined by the same advisory body, provided any research reactor is considered as a unique case, and a graded approach is adopted according to the importance of the risks incurred.

1. La puissance thermique d'EL2 était de 2,8 MW, celle d'EL3, de 18 MW, et celle d'EL4, de 250 MW.





Réunion du Groupe permanent réacteurs

la qualification à donner à ces deux derniers réacteurs : réacteurs de recherche, ou réacteurs de puissance ? Réacteurs de puissance, ils le sont (ou le furent) indiscutablement de par leur couplage au réseau, puisque SUPERPHÉNIX lui délivrait une puissance de 1200 MW, et PHÉNIX, une puissance de 170 MW – aujourd’hui réduite à 100 MW. Mais ils sont (ou furent) également, de par leur finalité, des réacteurs de recherche : PHÉNIX a été remis en route à puissance réduite, à partir de 2003, dans le but explicite d’effectuer des expériences d’irradiation liées aux recherches sur les déchets radioactifs ; quant à SUPERPHÉNIX, le dernier avatar de son décret d’autorisation de création (finalement annulé par le Conseil d’État, ce qui a entraîné l’arrêt définitif de l’installation) lui assignait une vocation de recherche et d’essais, prioritaire par rapport aux impératifs de production d’électricité.

Les spécificités des réacteurs de recherche

Il est donc un peu malaisé, et parfois assez arbitraire, de distinguer entre réacteurs de recherche et réacteurs de puissance. Toutefois, si mal défini soit-il, l’ensemble des réacteurs de recherche français présente un certain nombre de caractéristiques qui le distingue de l’ensemble des réacteurs de puissance. On énumérera ci-après quelques-

unes de ces caractéristiques, en mentionnant leurs implications pour les problèmes de sûreté.

L’hétérogénéité : à la date d’aujourd’hui, tous les réacteurs de puissance français² se rattachent à la filière unique des réacteurs à eau sous pression, avec de surcroît un constructeur unique, la société Framatome (aujourd’hui AREVA NP). Même si des différences sensibles existent entre les paliers 900 MW, 1300 MW et 1450 MW (voire leurs sous-paliers), et des différences plus importantes encore avec le futur palier EPR dont le prototype devrait être construit prochainement à Flamanville, l’approche de sûreté et les systèmes de sûreté sont identiques pour tous les réacteurs. Dans le domaine des réacteurs de recherche, au contraire, les technologies sont diverses³, les systèmes de sûreté, et même les problèmes de sûreté, peuvent être variés : il est clair qu’un réacteur possédant des circuits sous pression posera des problèmes différents de ceux d’un réacteur fonctionnant sous pression atmosphérique ou quasi atmosphérique ;

2. Si l’on en excepte PHÉNIX, qui pour les raisons indiquées plus haut est plutôt à considérer comme un réacteur de recherche.

3. Au niveau mondial, cependant, certaines catégories de réacteurs de recherche sont aussi normalisées que les réacteurs de puissance français : il en est ainsi des réacteurs de type TRIGA, largement vendus par les États-Unis à travers le monde, qui présentent d’ailleurs des caractéristiques intéressantes du point de vue de la sûreté.

de la même façon, un réacteur comme PHÉNIX qui contient des quantités importantes d'une substance aussi délicate et chimiquement réactive que le sodium posera des problèmes de sûreté⁴ tout à fait originaux par rapport à ceux d'un réacteur à eau sous pression. À ce problème d'hétérogénéité des réacteurs peut s'ajouter un problème de diversité des exploitants – qui ne se rencontre pas en France, on le sait, pour les réacteurs de puissance. De ce point de vue, la situation évolue, avec les arrêts successifs de SUPERPHÉNIX et du réacteur universitaire de Strasbourg, vers une concentration sur le CEA du rôle d'exploitant unique des réacteurs de recherche, à l'exception notable du réacteur à haut flux de Grenoble, exploité par une organisation internationale, l'Institut Laue-Langevin.

La taille et la puissance : autant les réacteurs de puissance se situent dans une gamme de puissance homogène, avec un facteur de moins de 2 entre les plus petits et le plus gros, autant est ouverte l'échelle de puissance des réacteurs de recherche. La meilleure illustration en est donnée par le couple de réacteurs OSIRIS et ISIS, installé à Saclay, dont le second est l'exacte maquette du premier à l'échelle 1/100. Les deux réacteurs fonctionnent exactement de la même façon, les équations fondamentales de la neutronique étant des équations sans dimension, mais les enjeux de sûreté de leur fonctionnement sont évidemment très disproportionnés. Cela milite pour que soit appliquée, selon le vocabulaire en usage à l'AIEA, une *approche graduée* de la sûreté, qui consiste à proportionner les exigences réglementaires aux enjeux réels de sûreté de chaque réacteur.

L'ancienneté : comme les réacteurs de puissance, les réacteurs de recherche présents sur le sol français ont des âges assez échelonnés ; ils sont cependant, en moyenne – même en ne tenant pas compte des anciens réacteurs aujourd'hui définitivement arrêtés – plus anciens que ceux-là. Sur les 11 réacteurs de recherche actuellement autorisés à fonctionner en France, 2 sont antérieurs au décret de 1963 qui a pour la première fois soumis à autorisation les installations nucléaires de base et ont fait l'objet d'une simple déclaration, 3 ont été autorisés avant 1970 – donc avant l'institution de l'Autorité de sûreté nucléaire, qui est apparue sous sa première forme en 1973 – sur la base d'un décret d'autorisation assez rudimentaire, et 3 ont été autorisés en 1977 et 1978. Cette ancienneté des installations, et corrélativement des prescriptions qui leur sont applicables, est d'autant plus préoccupante que la

pratique du réexamen de sûreté décennal, qui est maintenant bien ancrée dans la pratique pour les réacteurs de puissance, a très irrégulièrement été appliquée aux réacteurs de recherche. Il est difficile d'appliquer à ces réacteurs anciens l'ensemble des exigences de sûreté modernes, ce qui dans certains cas supposerait des aménagements et modifications très importants.

Le combustible : on sait que le choix et le comportement du combustible sont des éléments clés de la sûreté des réacteurs. Les réacteurs de recherche utilisent en général des combustibles tout particuliers qui sont propres à chaque type de réacteur, avec parfois des taux d'enrichissement en uranium 235 fissile dépassant 90% (alors que ce même taux n'atteint pas 5% dans les réacteurs de puissance). Il faut ajouter que la géométrie des combustibles est également spécifique de chaque type de réacteurs, ce qui pose à chaque fois de façon particulière le problème de la criticité et de la maîtrise de la réactivité.

Le rythme d'utilisation : selon la vocation propre de chaque réacteur de recherche, son rythme d'utilisation peut être très différencié. Les réacteurs CABRI ou PHÉBUS, utilisés pour des expériences de simulation d'accident ponctuelles longuement préparées, fonctionnent quelques heures par an. ORPHÉE et OSIRIS, utilisés pour des irradiations de routine, industrielles ou de recherche, ont un rythme de fonctionnement quasi continu, plus comparable à celui des réacteurs de puissance. PHÉNIX pour sa part fonctionne par cycles disjoints. Ces modalités de fonctionnement ont évidemment une influence sur la sûreté : un réacteur qui fonctionnera une proportion du temps plus faible s'usera moins, mais inversement les transitoires de montée en puissance et de descente rapides peuvent être éprouvants pour le matériel.

L'activité expérimentale : là encore, les choses sont différentes suivant les réacteurs, et en tout cas différentes des réacteurs de puissance. Ces derniers sont en effet configurés une fois pour toutes, de façon permanente, alors que la configuration des réacteurs de recherche peut varier suivant l'expérience particulière qui y est menée à un moment donné. Le cas extrême est celui de PHÉBUS, qui a été consacré ces dernières années à la simulation d'accidents de dégradation du combustible d'un réacteur de puissance. De telles

⁴ Sûreté conventionnelle au départ, mais on sait que les accidents conventionnels peuvent dégénérer en accidents nucléaires.





Vue de l'Institut Laue-Langevin à Grenoble

expériences demandent bien entendu à être préparées et montées avec un soin extrême : en pareil cas, ce n'est pas véritablement la sûreté du réacteur qui pose problème, mais la sûreté de l'expérience. Il faut ajouter que le personnel qui mène l'activité expérimentale est parfois étranger au fonctionnement du réacteur, et plus préoccupé par la réussite de l'expérience que par un fonctionnement en toute sûreté du réacteur ; une telle attitude est particulièrement à redouter au réacteur à haut flux de Grenoble, qui accueille séquentiellement pour des expériences de durée limitée des équipes de provenance et de nationalité très diverses. En pareil cas, le personnel d'exploitation, qui, lui, est attaché au réacteur, doit évidemment avoir un comportement particulièrement rigoureux.

Le Groupe permanent réacteurs et les réacteurs de recherche

Compte tenu de ces spécificités, l'examen par le Groupe permanent réacteurs de tout dossier relatif

5. Exception : lors de la rénovation du réacteur PHÉNIX en 2001-2002 en vue de son redémarrage en puissance, une demi-douzaine de séances, fort animées d'ailleurs, du Groupe permanent lui ont été consacrées.

aux réacteurs de recherche constitue à chaque fois un cas particulier.

La première chose à noter est la relative rareté de ces cas : pour un nombre annuel de séances du Groupe permanent d'une vingtaine environ, pas plus de deux à trois en moyenne sont consacrées aux réacteurs de recherche⁵. Cela explique que, si certains réacteurs de recherche ont fait l'objet d'un réexamen de sûreté, soit de façon délibérée (cas du réacteur à haut flux ou d'OSIRIS), soit à l'occasion de modifications, adjonctions ou déroulements d'expériences particulières (cas de PHÉNIX, de PHÉBUS, de CABRI, d'ORPHÉE ou de MASURCA), d'autres n'ont pas fait l'objet depuis plus de 10 ans d'examen de la part du Groupe permanent. Parmi ce dernier groupe se trouvent des réacteurs fort anciens, comme ÉOLE, autorisé en 1965, ou ULYSSE, déclaré en 1964 car antérieur au décret du 11 décembre 1963.

Cause ou conséquence de cette orientation préférentielle du Groupe permanent vers les réacteurs de puissance, la composition même du groupe n'est pas optimale pour traiter des réacteurs de recherche. Les experts nommés sur proposition

d'EDF ou d'AREVA NP, qui sont généralement très présents dans les discussions, sont moins à l'aise quand il s'agit de cette sorte de réacteurs. Ils connaissent parfaitement la technologie des réacteurs à eau sous pression, qui sont ou ont été leur pain quotidien, mais ils ont parfois du mal à apprécier dans quelle mesure les problèmes des réacteurs de puissance peuvent être transposés aux réacteurs de recherche. On aurait pu s'attendre à ce que les experts nommés sur proposition du CEA, qui est l'exploitant de la quasi-totalité des réacteurs de recherche français, soient plus familiarisés avec leurs problèmes; ce n'est pas toujours le cas car ces experts sont le plus souvent – et c'est heureux pour la majorité des travaux du Groupe permanent – des spécialistes de la recherche sur les réacteurs à eau.

La prudence en matière de transposition aux réacteurs de recherche des problèmes connus sur les réacteurs de puissance s'impose d'autant plus que les questions les plus cruciales ne sont pas les mêmes. Ainsi, sur les réacteurs de puissance, l'un des accidents de référence qui donne lieu aux plus importants développements est l'accident de perte du réfrigérant primaire, qui peut risquer sous certaines conditions de mener à la fusion du cœur. Dans les réacteurs de recherche, en particulier dans les réacteurs de type "piscine" dont la partie nucléaire baigne dans une vaste cuve d'eau assurant sa réfrigération (au demeurant de faible importance comparée à celle d'un réacteur de puissance), un tel événement initiateur n'est souvent pas considéré comme crucial et l'accident de référence est plutôt l'accident de réactivité (certes considéré aussi, et avec beaucoup de sérieux, dans le cas des réacteurs de puissance) correspondant à l'éjection d'une barre de contrôle, dit "accident Borax". En outre, de par leur configuration particulière ou celle de leurs installations annexes, certains réacteurs de recherche voient leurs questions de sûreté gouvernées par des problèmes particuliers non nucléaires. Ainsi, le réacteur PHÉNIX se caractérise par des circuits de réfrigération à base de sodium fondu: cela entraîne à la fois un problème chimique de réaction possible de ce sodium avec l'air ou avec l'eau du circuit tertiaire, et un problème de contrôlabilité de l'état des parties métalliques, de la cuve notamment, qui, en contact avec le sodium, ne se prêtent pas aux techniques habituelles de contrôle par radiographie. Autre exemple, lors de la rénovation du réacteur CABRI avec installation d'une boucle à eau sous pression, est apparu crucial le problème métallurgique d'emploi de l'alliage dit zircaloy comme

matériau constitutif de l'enceinte EP et du tube de sécurité, qui constituent dans ce réacteur les deux premières barrières interposées entre le combustible nucléaire et l'extérieur.

Faudrait-il conclure pour autant qu'il est inapproprié de faire examiner par le même Groupe permanent d'experts les dossiers de sûreté des réacteurs de recherche et ceux des réacteurs de puissance, et faudrait-il en conséquence créer un Groupe spécifique consacré aux réacteurs de recherche? Sans doute pas car nombre de bonnes pratiques des réacteurs de puissance sont transposables aux réacteurs de recherche. Par exemple, les réexamens de sûreté pratiqués tous les dix ans, pratique qui a montré tout son intérêt pour les réacteurs d'EDF, devraient être appliqués de la même façon aux réacteurs de recherche et faire examiner les dossiers de sûreté par les mêmes experts est une façon de le souligner⁶. La façon même dont sont effectués ces réexamens de sûreté peut présenter des traits communs entre les deux sortes de réacteurs: la réévaluation du risque sismique, en application de la nouvelle règle fondamentale de sûreté de 2001, sera une question commune à tous les réacteurs et la façon de renforcer ou de désolidariser les bâtiments pour assurer leur tenue au séisme est un problème largement indépendant de leur contenu.

Conclusion

La sûreté des réacteurs de recherche ne pose pas exactement les mêmes problèmes que celle des réacteurs de puissance. Pour autant, la démarche générale de sûreté est la même et il est bénéfique de faire examiner par les mêmes experts les dossiers de sûreté des deux types de réacteurs.

Quand il concerne les réacteurs de recherche, cet examen ne doit toutefois pas négliger les considérations suivantes:

- chaque réacteur de recherche représente un cas particulier et, s'il est indiqué de lui poser les mêmes questions qu'à un réacteur de puissance, il ne faut pas en attendre automatiquement les mêmes réponses;
- la dimension des problèmes de sûreté posés par les réacteurs de recherche est très variable et il importe de leur appliquer des exigences graduées en proportion des risques qu'ils causent.

6. Cette pratique est maintenant inscrite dans la loi pour toutes les installations nucléaires de base, y compris les réacteurs de recherche, sauf dérogation possible portant non sur le principe mais sur la périodicité.



Moyennant ces précautions, il sera toujours enrichissant pour le Groupe permanent réacteurs d'examiner des dossiers de sûreté relatifs à des réacteurs de recherche. Il appréciera d'examiner le cas de ceux de ces réacteurs qui n'ont pas fait l'objet récemment d'un réexamen de sûreté, voire n'en ont jamais fait l'objet, dans la mesure tout au moins où leur durée de vie prévisible justifie un tel examen.

Enfin, le cas des nouveaux réacteurs de recherche, pour rare qu'il soit, est particulièrement intéressant car on peut dans un tel cas étudier sans

aucune contrainte liée à l'existant les problèmes de sûreté et amener en tant que de besoin le demandeur à infléchir son projet pour respecter l'intégralité des exigences de sûreté modernes. C'est dire l'intérêt que porte le Groupe permanent au projet de réacteur Jules Horowitz, dont la construction est prochainement envisagée à Cadarache pour remplacer plusieurs réacteurs existants, obsolètes ou sur le point de le devenir. Le Groupe permanent en a déjà examiné les grandes options de sûreté et se prépare à un examen détaillé, qui devrait avoir lieu en juin 2007. ■



Des équipes de 5 personnes travaillent en alternance dans la salle de commande (chef de quart, conducteur de pile, conducteur tableau, conducteur machine, opérateur)

LES SPÉCIFICITÉS DU CONTRÔLE DES RÉACTEURS EXPÉRIMENTAUX



Les facteurs organisationnels et humains et la sûreté des réacteurs d'expérimentation

The human factors and the safety of experimentation reactors

par **François Jeffroy**, chef de la section d'étude des facteurs humains et **Marie-Liesse Delaporte-Normier**, spécialiste des facteurs humains – Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN)

Au sein de l'IRSN, la section d'étude des facteurs humains (SEFH) est chargée d'évaluer la manière dont les risques liés aux activités humaines sont pris en compte par les exploitants des installations nucléaires.

Ces dernières années, ces évaluations ont notamment concerné les installations de recherche du CEA, dont plusieurs réacteurs d'expérimentation en exploitation (notamment: PHENIX, PHEBUS, CABRI, ISIS, OSIRIS, ORPHEE, MASURCA) ou au stade de conception (réacteur Jules Horowitz).

La première partie de cet article expose la démarche mise en œuvre par l'IRSN pour évaluer la prise en compte des risques liés aux activités humaines par les exploitants. La seconde partie souligne l'importance de développer, au sein des installations de recherche, une organisation favorisant la coopération entre expérimentateurs et exploitants.

Prendre en compte les risques liés aux activités humaines

Identifier les activités sensibles pour la sûreté

La première étape de l'évaluation de sûreté dans le domaine des facteurs organisationnels et humains

(FOH) consiste à examiner les activités qui présentent un caractère sensible pour la sûreté et la radioprotection. Il s'agit des activités dont la mauvaise réalisation est susceptible d'avoir un impact sur la sûreté de l'installation.

Le caractère sensible des activités est, pour une part, déterminé par les conséquences de leur mauvaise réalisation. Le spécialiste des facteurs humains sollicite les experts des différents risques pour procéder à leur identification. Ainsi, pour le réacteur MASURCA, l'expert de la criticité a estimé que des erreurs lors de la confection des "tubes

Executive Summary

Inside IRSN, the mission of the Human Factors Group is to assess the way suppliers of nuclear installations take into account the risks related to human activities. The last few years, IRSN has been involved in the safety analysis of different installations where the CEA develops research programs, in particular experimentation reactors. Some of them were in operation (for example: PHENIX, PHEBUS, CABRI, ISIS, OSIRIS, ORPHEE, MASURCA), and one other during design (reactor Jules Horowitz). The first part of this article presents the methodology used by IRSN to evaluate how suppliers take into account risks related to human activities. The second part highlights the necessity to develop inside these research installations an organisation that facilitates cooperation between experimenters and suppliers.



combustibles” destinés aux expériences pouvaient, dans certaines circonstances, conduire à un accident de criticité. De même, pour le réacteur ISIS, les opérations de réglage des seuils de fonctionnement des systèmes de protection du réacteur ont été identifiées comme des activités sensibles pour la sûreté.

Le caractère sensible des activités provient, pour une autre part, de la complexité des tâches à réaliser qui va avoir une influence sur la probabilité d’occurrence des erreurs. Ainsi, une opération réalisée peu fréquemment pourra être considérée comme sensible si les acteurs ne disposent pas de l’entraînement nécessaire au maintien des compétences. De même, la sensibilité d’une opération pourra provenir d’une exigence de forte coordination entre plusieurs acteurs répartis dans différentes parties de l’installation, donc n’ayant pas la même vue sur la situation.

Par ailleurs, il est important d’identifier les activités sensibles dont la mauvaise réalisation peut avoir un effet direct sur la sûreté du réacteur, par exemple la réalisation du réglage d’un seuil de protection. Cette identification s’appuie sur un examen détaillé des modes opératoires. Il est également nécessaire d’envisager les activités dont la mauvaise réalisation peut avoir un effet indirect sur la sûreté. Ces activités sensibles sont notamment à rechercher en examinant les actions qui participent aux lignes de défense organisationnelles destinées à prévenir et détecter au plus tôt les erreurs humaines et les dysfonctionnements techniques et à les récupérer. Ainsi, une mauvaise transmission d’informations lors de la relève entre ingénieurs de permanence a contribué à la réalisation partielle d’un réglage de seuil qui a conduit en juin 2005 à un incident sur le réacteur PHENIX. Des lacunes dans la préparation des

interventions peuvent également conduire à des erreurs au cours de l’intervention elle-même.

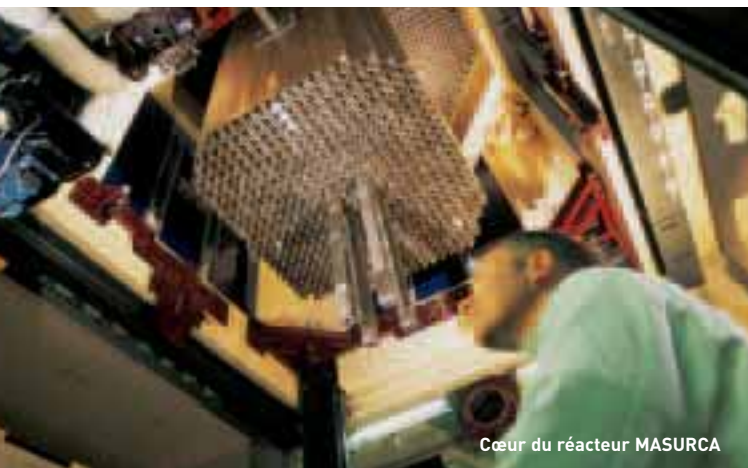
La grande majorité des activités dont la mauvaise réalisation peut avoir un impact direct sur la sûreté sont depuis longtemps identifiées par les exploitants des réacteurs d’expérimentation. Lors du réexamen de sûreté du réacteur MASURCA, une analyse détaillée des activités de constitution des “tubes combustibles” destinés aux expériences a ainsi été réalisée par l’exploitant. Par contre, celles qui peuvent avoir un effet indirect sur la sûreté et celles dont la sensibilité est liée à la complexité des tâches à réaliser restent encore trop souvent traitées de manière implicite et insuffisante.

Identifier les dispositions prévues pour fiabiliser la réalisation des activités sensibles pour la sûreté

Cet examen passe par une identification des différentes défaillances qui peuvent survenir au cours de la réalisation d’une activité sensible. Doivent être considérées notamment : la réalisation incomplète d’une action, sa réalisation tardive, inadaptée, l’omission d’une action, la réalisation d’actions parasites.

Seront ensuite envisagées les dispositions techniques qui permettront de maintenir les conséquences des défaillances dans le domaine de fonctionnement autorisé (par exemple, la prise en compte tardive d’une alarme sera “couverte” par le déclenchement d’un système de protection), ou d’interdire leur occurrence (par exemple, certaines commandes seront automatiquement verrouillées dans certaines configurations de fonctionnement du réacteur). La définition de ces dispositions ne demande pas une compréhension approfondie du processus de production des défaillances humaines. La défaillance est considérée comme existante et l’action de l’analyste vise à en encadrer l’impact pour permettre de s’en affranchir.

Cette approche n’est toutefois pas toujours possible et il est également nécessaire de mettre en place des dispositions qui visent à orienter l’action des acteurs. Celles-ci peuvent relever de différents domaines : interfaces de supervision et outils techniques, documentation d’exploitation (consignes, modes opératoires, etc.), organisation du travail et management (définition des missions, structuration des services, etc.), formation et culture de sûreté. Il est important de souligner que la compréhension du processus de production des défaillances humaines est ici indispensable, afin de



définir des dispositions adaptées aux exigences et contraintes de l'activité des acteurs.

Évaluer l'efficacité des dispositions prévues pour fiabiliser la réalisation des activités sensibles pour la sûreté

Cette efficacité pourra être évaluée a priori, sur le plan des principes de conception des dispositions. Par exemple, on considérera que l'introduction d'une analyse de risques préalable ou d'un contrôle de réalisation indépendant augmentera la fiabilité de la réalisation d'une activité (essai périodique par exemple).

Cette efficacité pourra également être évaluée sur le plan du déploiement des dispositions. Par exemple, ayant prévu la mise en place d'analyses de risques préalables, il conviendra de s'assurer de leur réalisation effective.

Enfin, une partie des dispositions visant à orienter l'action des acteurs, l'évaluation de leur efficacité nécessite d'examiner si l'activité réalisée est conforme à l'activité attendue. Cette évaluation sera réalisée à travers des "validations ergonomiques" basées sur l'observation de scénarios réalistes "joués" par des utilisateurs représentatifs, dans des situations aussi proches que possible des situations réelles de travail. Lorsqu'il s'agit d'une installation en cours de conception, il est nécessaire de ne pas attendre la fin du projet pour effectuer ces analyses, car les possibilités de correction seront très réduites. Des simulations sur maquettes ou prototypes pourront alors être organisées, et les essais de mise en service seront également mis à profit pour réaliser des "validations ergonomiques". À l'heure actuelle, ces pratiques de "validation ergonomique" restent encore peu répandues chez les exploitants des réacteurs d'expérimentation, notamment dans le cadre des modifications techniques et documentaires.

Évaluer les processus de conception et de management des dispositions prévues pour fiabiliser la réalisation des activités sensibles pour la sûreté

Au-delà des dispositions qui peuvent être considérées satisfaisantes à un instant donné, il apparaît également nécessaire d'évaluer la capacité des exploitants à développer ces dispositions de manière pérenne au cours de la vie des installations. Ceci conduit à examiner les processus rela-



Poste de télémanipulateurs légers REPF501.
Opérateur aux commandes des maîtres légers

tifs à la gestion des modifications techniques et documentaires, des compétences, du retour d'expérience.

Cet examen porte sur la formalisation des processus : définition du besoin auquel le processus doit répondre, définition des étapes qui le composent et des "entrées" et "sorties" associées, définition des missions des différents acteurs qui interviennent dans sa mise en œuvre, contenu des procédures supports, etc.

Cet examen porte également sur la capacité des processus à prendre en compte les risques liés aux FOH, notamment à travers la réalisation des "validations ergonomiques" mentionnées au paragraphe précédent. La prise en compte des FOH dans le processus de retour d'expérience est également analysée.

En conclusion, il est important de souligner que la démarche d'évaluation de la prise en compte des risques liés aux activités humaines doit être déclinée aux différentes étapes du cycle de vie des installations.



Spécificité des réacteurs d'expérimentation

Les réacteurs d'expérimentation présentent des caractéristiques communes à l'ensemble des installations de recherche, qui vont orienter l'examen des risques liés aux FOH.

Des activités évolutives et discontinues

Les activités réalisées dans les réacteurs d'expérimentation évoluent en permanence en fonction des besoins des programmes de recherche. À chaque évolution, il est nécessaire de s'assurer que la nouvelle activité envisagée est bien couverte par le référentiel de sûreté de l'installation, ce qui requiert une organisation adaptée. En effet, lorsque les évolutions sont en apparence minimes, il existe un risque de sous-estimer leur impact et de ne pas approfondir suffisamment leur analyse.

Lorsque les évolutions sont importantes, elles peuvent nécessiter une interruption des activités d'expérimentation pendant une longue période, afin de procéder à des modifications des équipements expérimentaux. De plus, les activités sont souvent réalisées dans le cadre de campagnes d'expérimentation au cours desquelles l'ensemble des personnels de l'installation est très sollicité. A contrario, les phases d'inter-campagnes peuvent être très longues, de l'ordre d'une année par exemple, ce qui présente le risque pour les personnels de perdre leurs compétences. Il arrive que l'impact de ces interruptions et de ces évolutions sur les compétences des agents soit insuffisamment pris en compte dans les analyses de sûreté.

Par ailleurs, à la suite d'une campagne d'expérimentations, de nombreuses interventions humaines sont nécessaires : démontage/remontage de circuits préalablement à l'essai suivant mais aussi opérations de nettoyage de l'installation. Or, il apparaît que l'impact sur la sûreté et la radioprotection de ces interventions situées en amont et en aval de ce qui constitue le cœur de l'activité d'expérimentation peut être sous-estimé dans les analyses de sûreté.

Exploitants et expérimentateurs : deux populations hétérogènes

Une seconde caractéristique des installations de recherche est à prendre en compte dans l'analyse des risques liés aux FOH, il s'agit de la cohabitation



dans une même installation de deux populations : les expérimentateurs et les exploitants.

Les expérimentateurs interviennent pour la plupart "ponctuellement" dans l'installation. Ils définissent le protocole expérimental et les équipements associés, assurent le recueil des données, puis peuvent s'éloigner de l'installation pendant plusieurs mois pour traiter ces données. Les exploitants travaillent de manière permanente dans l'installation et sont responsables de sa sûreté. Ils mènent les analyses de sûreté, définissent le référentiel de sûreté de l'installation qu'ils doivent ensuite respecter et faire respecter aux expérimentateurs.

La difficulté vient du fait que les expérimentateurs, techniciens et chercheurs de haut niveau, sont d'abord motivés et mobilisés par la qualité de leurs expérimentations et de leurs résultats. Ils ne sont pas des spécialistes de la sûreté et peuvent ne pas appréhender correctement certaines exigences de sûreté. Dans certains cas, ces exigences peuvent leur paraître constituer un frein au développement de leur recherche. Dans le même temps, les exploitants peuvent éprouver des difficultés pour assurer un suivi du respect des exigences de sûreté par les expérimentateurs, tant lors des phases de mise en place des expérimentations que lors de leur déroulement. En effet, ils ne sont pas expérimentateurs et se trouvent souvent à une certaine "distance" des activités d'expérimentation.

Une organisation qui favorise la coopération entre exploitants et expérimentateurs

Les installations de recherche, en particulier les réacteurs d'expérimentation, doivent donc se doter d'une organisation favorisant la coopération entre expérimentateurs et exploitants, leur permettant de développer une vision cohérente et partagée des risques.

Pour les réacteurs en exploitation, il s'agit de mettre en place des réunions périodiques d'échanges entre expérimentateurs et exploitants, d'attribuer des ressources et de conférer une autorité suffisante à l'équipe d'exploitants chargée du suivi du référentiel de sûreté, en particulier en précisant clairement son rôle dans les procédures de modifications techniques et documentaires. Des exploitants ont également mis en place des "correspondants sûreté" au sein des équipes d'expérimentateurs, qui sont chargés de veiller au respect des exigences de sûreté.

De même, les concepteurs du futur réacteur d'expérimentation Jules Horowitz tiennent compte de la diversité des intervenants en réalisant une définition préliminaire de la répartition des tâches de

conduite de l'installation et des expérimentations afin de définir les fonctions liées au pilotage et au maintien de la sûreté du réacteur d'une part, et à la conduite des expérimentations d'autre part.

Conclusion

Si l'IRSN constate une amélioration de la prise en compte des facteurs humains et organisationnels dans les réacteurs d'expérimentation, notamment avec une réflexion sur ces aspects dès la conception, l'effort doit être poursuivi pour que ces aspects soient traités avec la même rigueur que les autres aspects techniques. L'amélioration passera, entre autres, par une meilleure connaissance des spécificités humaines et organisationnelles de ces installations. ■



LES SPÉCIFICITÉS DU CONTRÔLE DES RÉACTEURS EXPÉRIMENTAUX

Les réexamens de sûreté des réacteurs d'expérimentation en France

Periodic safety review management for french research reactors

par **Jean Couturier**, chef du Service d'évaluation des réacteurs refroidis au gaz, à neutrons rapides et d'expérimentation – Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN)

La possibilité de demander aux exploitants d'engager un réexamen de la sûreté de leurs installations était prévue à l'article 5 du décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 modifié. Désormais, le réexamen périodique des installations nucléaires de base est requis à l'article 29, alinéa III, de la loi relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire, loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 par laquelle l'Autorité de sûreté nucléaire française (ASN) a été créée.

Il est précisé dans l'alinéa précité que "l'exploitant d'une installation nucléaire de base procède périodiquement au réexamen de la sûreté de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales. Ce réexamen doit permettre d'apprécier la situation de l'installation au regard des règles qui lui sont applicables et d'actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients que l'installation présente" pour la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement, "en tenant compte notamment de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires."

Il est aussi indiqué que "les réexamens de sûreté ont lieu tous les dix ans. Toutefois, le décret d'autorisation peut fixer une périodicité différente si les particularités de l'installation le justifient."

Le présent article a pour objectifs de présenter les principes et les modalités adoptées pour le réexamen de la sûreté des réacteurs d'expérimentation exploités en France, les spécificités de ces réexamens, enfin quelques points marquants des réexamens de sûreté en cours du réacteur CABRI et de la maquette critique MASURCA.

Les principes et les modalités adoptées pour effectuer les réexamens de sûreté

Avec le réexamen de la sûreté du réacteur CABRI, associé à l'installation d'une boucle à eau sous pression et dont les orientations ont fait l'objet, de 1995 à 2001, de dossiers et de discussions entre l'ASN, l'IRSN et le CEA, il a été retenu d'adopter les principes généraux mis en œuvre pour les réexamens de la sûreté des réacteurs de puissance, articulés de façon schématique autour :

- de l'examen de la conformité de l'installation au dernier référentiel de sûreté approuvé ;
- de la réévaluation proprement dite par rapport à l'évolution de la réglementation ou des textes pararéglementaires tels que les règles fondamentales de sûreté (RFS), des règles de l'art, des pratiques, méthodes et connaissances depuis le précédent réexamen de sûreté.

Le réexamen de la sûreté des installations nucléaires de base exploitées par le CEA fait l'objet du guide DGSNR/SD3-CEA-05 du 2 décembre 2005, détaillant ces principes généraux ; il y est notamment indiqué que :

- l'examen de conformité doit prendre en compte les modifications réalisées sur l'installation depuis

Executive Summary

Periodic Safety Review (PSR) is a key issue in the life of a Basic Nuclear Installation (BNI). Indeed, the safety review is an efficient means to improve the safety level of an installation and to take a decision for the continuation of the reactor operation towards the next decade. Based on the French practice and experience, the objective of this paper is to give an overview of the PSR management for French Research Reactors (RR).

After a presentation of the new French regulatory context, the expectations/requirements of the Nuclear Safety Authority (ASN) and the Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety (IRSN) are given. The paper mainly focuses on the two basic parts of PSR, which are the conformity check, and the safety reassessment.

Anyway, if now in France the great safety principles applied for the safety evaluation of any research reactors are very similar to those used for the Nuclear Power Plants (NPP), adaptations and graded approaches are used, due to specific features of research reactors.



Piscine du réacteur OSIRIS à Saclay

le dernier réexamen (modifications d'équipements ou de leurs modes d'exploitation (essais périodiques, etc.), ou subies du fait du vieillissement, et s'appuyer sur une visite approfondie avec, si nécessaire, des contrôles non destructifs, voire destructifs, de matériels actifs ou passifs ;

- la réévaluation de sûreté doit comprendre un examen, voire la redéfinition, d'une part des situations d'exploitation et des situations dégradées et accidentelles, d'autre part des agressions internes et externes, en s'appuyant notamment sur le retour d'expérience et sur la reprise des études de sûreté de l'installation ;
- le retour d'expérience doit prendre en compte les événements survenus sur l'installation depuis le dernier réexamen de sûreté, ainsi que ceux survenus sur des installations similaires, en France et à l'étranger ;
- cette réévaluation doit être l'occasion de vérifier l'application du principe de défense en profondeur à l'égard des différentes situations retenues et des agressions internes et externes, et doit également concerner les dispositions d'exploitation liées aux facteurs humains et organisationnels.

Par ailleurs, dans la mesure où des données importantes pour la sûreté des réacteurs d'expérimentation exploités par le CEA sont définies dans les PGSE (présentation générale de la sûreté de l'établissement) associées aux sites du CEA, il est

aussi indiqué dans le guide précité que ces PGSE doivent faire l'objet de mises à jour, a minima tous les cinq ans.

Les réexamens de sûreté des réacteurs d'expérimentation font l'objet :

- de dossiers de la part des exploitants (dossier d'orientation précisant l'utilisation future de l'installation et proposant les sujets à traiter de façon approfondie, dont le choix doit être justifié ; dossier(s) d'options de sûreté si par exemple des modifications significatives sont prévues (cas de la boucle à eau sous pression dans le réacteur CABRI), dossier de réexamen avec, le cas échéant, un rapport de sûreté décrivant l'installation telle que visée au terme du réexamen) ;
- d'une instruction technique par l'IRSN, qui peut s'appuyer le cas échéant sur d'autres organismes français ou étrangers (par exemple l'organisme belge AVN pour le réexamen de la sûreté du réacteur CABRI) ;
- d'une présentation devant le Groupe permanent en charge des réacteurs nucléaires (GPR), sur la base du rapport rédigé par l'IRSN ;
- d'un avis du GPR, puis d'une décision de l'Autorité de sûreté nucléaire.

L'instruction technique effectuée par l'IRSN suit le même processus que celui adopté pour l'instruction des sujets relatifs aux réacteurs de puissance





Renforcement de la liaison entre le plancher du hall piscine et l'enceinte du réacteur

et pour lesquels l'avis du GPR est demandé par l'Autorité de sûreté nucléaire. En général, le délai pour cette instruction s'échelonne entre 12 et 16 mois.

Aspects importants et spécificités pour les réexamens de sûreté des réacteurs d'expérimentation

Des aspects importants et des spécificités sont rencontrés à l'occasion des réexamens de sûreté des réacteurs d'expérimentation :

- tous les réacteurs d'expérimentation n'ont pas un fonctionnement permanent : certains sont caractérisés par des phases de fonctionnement de courte durée à une puissance significative (cas par exemple de CABRI et PHEBUS). Cet aspect est pris en compte et peut conduire à s'affranchir de l'étude d'un certain nombre de situations d'exploitation et d'agressions (séisme majoré de sécurité par exemple) dans les états en puissance ;
- la présence d'opérateurs ou d'expérimentateurs dans les bâtiments des réacteurs (aux bords des piscines par exemple), qui n'a pas lieu dans les réacteurs de puissance, nécessite un examen approfondi des risques en termes de radioprotection des travailleurs et de conséquences radiologiques des situations dégradées et accidentelles ;
- les facteurs humains et organisationnels peuvent avoir une grande importance dans la prévention des situations dégradées et accidentelles ; dans le cas de la maquette critique MASURCA, l'"accident de référence" suppose en très grande partie une succession d'erreurs des opérateurs dans la constitution du cœur ; de ce fait, la robustesse des "lignes de défense" à l'égard des situations dégradées et accidentelles (par exemple les "accidents de référence" ou accidents graves de type BORAX) peut être sujette à de fortes incertitudes ;
- dans le cadre de l'examen de conformité, la détermination de l'état des équipements impor-

tants pour la sûreté, ou a minima ceux jugés essentiels (par exemple les différentes barrières de confinement, les mécanismes de barres absorbantes, etc.), est fondamentale ; elle doit s'appuyer sur une expertise par des contrôles appropriés avec, si ces contrôles sont faits par sondage, des règles d'extension en cas de découverte d'une anomalie ;

- il est important que, dans le cadre de la réévaluation de la sûreté, l'exploitant, d'une part rassemble et réexamine les exigences fonctionnelles, les critères techniques, les dossiers de dimensionnement et de fabrications des équipements importants pour la sûreté, en se posant la question de savoir comment ces équipements, compte tenu de leur importance, devraient être conçus et fabriqués compte tenu de l'évolution des règles, des méthodes, des pratiques et des connaissances. Les écarts identifiés doivent être explicités et des dispositions proposées (essai périodique plus fréquent, changement de matériel, etc.) ;
- la réévaluation sismique des réacteurs d'expérimentation, dont certains ont été construits dans les années soixante, est généralement l'un des sujets à forts enjeux rencontrés lors des réexamens de sûreté, qui peuvent conduire à des modifications significatives et coûteuses ; en outre, si la réévaluation est faite dans l'optique d'une exploitation de longue durée ("pérenne"), le séisme majoré de sécurité et le paléoséisme doivent être pris en compte. La mise à niveau ou la rénovation de ces réacteurs pour la maîtrise du risque incendie (sectorisation, etc.), la capacité des circuits de refroidissement du cœur à assurer leur fonction, la capacité de confinement de l'enceinte (réduction des traversées et des fuites directes, etc.) et la maîtrise des risques liés à la manutention sont aussi des sujets génériques importants. Par ailleurs, du fait de l'obsolescence de matériels, les exploitants sont amenés à prévoir la rénovation des systèmes de contrôle-commande.

Points marquants de réexamens de sûreté récents : CABRI et MASURCA

Le réexamen de sûreté du réacteur CABRI est associé au projet d'installation, dans le cœur nourricier de ce réacteur, d'une boucle à eau sous pression; ce réexamen est fait dans l'optique d'une exploitation "pérenne". Différents dossiers d'options de sûreté, relatifs à cette boucle ainsi qu'au réexamen des risques sismiques et d'incendie, ont été transmis entre 1995 et 2001. Le dossier de réexamen a ensuite été transmis au début de l'année 2002, sous la forme d'un "rapport préliminaire de sûreté", et le GPR s'est réuni au début de l'année 2004. La rénovation de l'installation, la construction et l'installation de la boucle se poursuivent. La prochaine étape sera l'examen d'un "rapport provisoire de sûreté", dont la présentation au GPR est actuellement envisagée entre juin et fin 2008.

Deux aspects importants ont été abordés lors de la première phase du réexamen de sûreté; ils concernent l'état du cœur nourricier et la boucle à eau sous pression.

Suite aux discussions avec l'IRSN avant la transmission du "rapport préliminaire de sûreté", l'exploitant a été amené à prévoir un contrôle de l'état de la première barrière du combustible, en expertisant une dizaine de crayons combustibles. Tous les crayons ont fait l'objet de profilométries et l'un d'eux a été soumis à des coupes axiales et radiales; il a été constaté que:

- la gaine d'un certain nombre de crayons présentait des plis régulièrement espacés axialement;
- deux autres crayons présentaient une déforma-



Chantier boucle à eau du réacteur CABRI

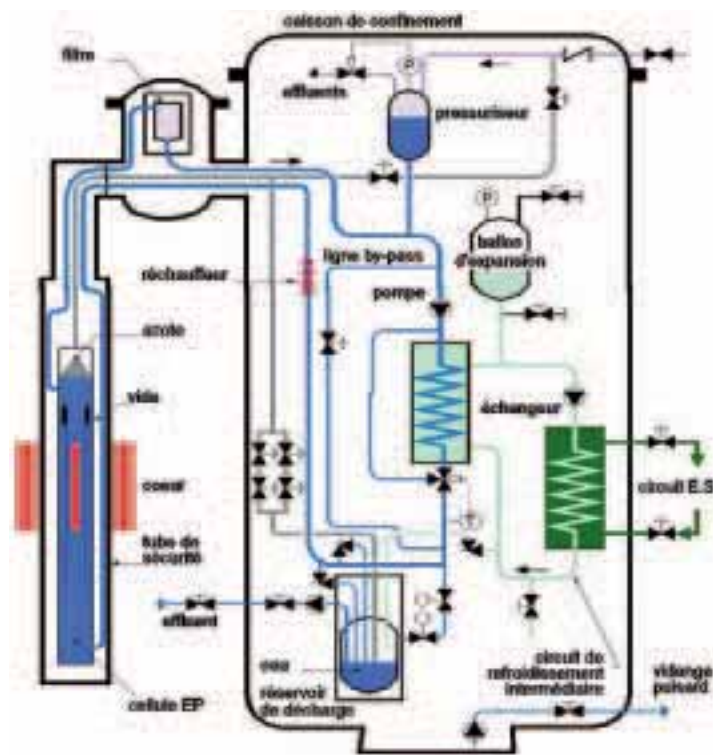


Schéma de la boucle expérimentale de CABRI

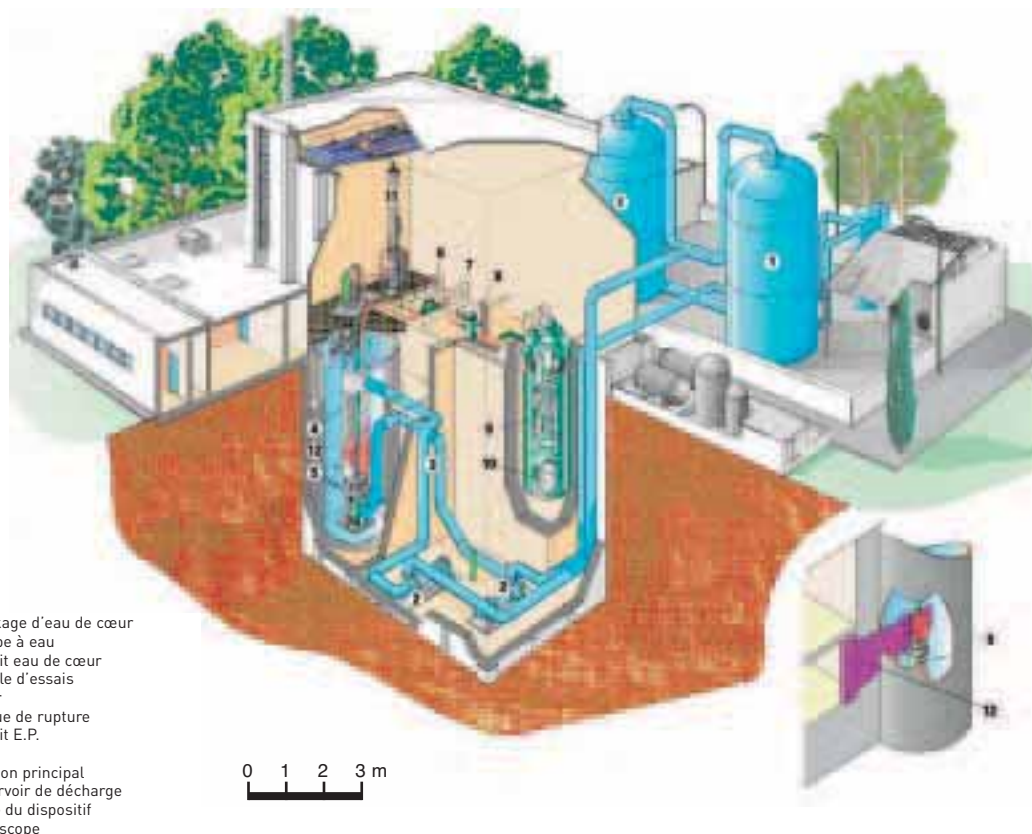
tion radiale notable; l'un d'entre eux a fait l'objet de coupes et il est apparu non conforme à l'attendu: plus précisément, une granulométrie importante à cœur dans les pastilles combustibles (UO₂), indice d'une fusion, a été observée.

Actuellement, la cause de cette fusion est attribuée par l'exploitant aux essais de type "rampes lentes" de puissance qui ont été effectués dans le passé; de tels essais ne sont pas prévus dans le programme d'essais futurs dans la boucle à eau sous pression. Par ailleurs, et suite à des interrogations de l'IRSN, l'exploitant a identifié, par des calculs plus raffinés de neutronique, que la répartition des puissances dans le cœur nourricier avait été sous estimée de façon significative, ceci participant à l'explication de la fusion.

Néanmoins, l'explication n'est pas encore totalement acquise et fait appel à un certain nombre d'hypothèses dont certaines ne sont pas évidentes. L'IRSN s'appuie sur l'organisme belge AVN pour l'expertise des dossiers transmis sur ce sujet.

L'exploitant doit également fournir un dossier sur l'aptitude du cœur nourricier à la poursuite du programme expérimental dans CABRI. À cet égard, l'exploitant doit présenter sa stratégie quant au cœur actuellement en place (aucun remplacement de crayons, hormis celui découpé; remplacement





“Écorché” du réacteur CABRI

des seuls crayons déformés; modification de l'emplacement des assemblages associés aux facteurs de puissance les plus élevés, etc.), et montrer que le cœur de redémarrage pourra supporter les futurs essais (“pulses”), notamment si des crayons plissés, voire éventuellement fondus à cœur, sont laissés en place.

Pour la boucle à eau sous pression, l'un des objectifs de l'expertise, menée également avec le concours d'AVN, a été de s'assurer que les dispositions de conception, de dimensionnement et de fabrication des équipements de cette boucle permettaient d'écarter des événements dont la boucle pouvait être à l'origine et non pris en compte pour la conception du réacteur, au titre des situations dégradées ou accidentelles. Ce principe de “découplage” a conduit par exemple à vérifier si les dispositions prévues pour la boucle à eau sous pression étaient cohérentes avec un certain nombre de RFS applicables aux réacteurs à eau sous pression et pertinentes pour cette boucle. Pour respecter ce “découplage”, l'expertise a conduit notamment à formuler certaines exigences pour le dimensionnement et la réalisation des équipements en alliage de zirconium, matériau moins

ductile que les aciers austénitiques, mais relativement incontournable pour un réacteur tel que CABRI, du fait de sa transparence neutronique.

Le GPR a néanmoins estimé qu'il convenait que l'exploitant s'assure que les conséquences de la rupture complète postulée de la boucle à eau sous pression resteraient acceptables.

Le réexamen de sûreté de la maquette critique MASURCA, utilisée pour déterminer des caractéristiques neutroniques de différents milieux et la qualification de schémas de calculs de neutronique, a été engagé dès 2000 et il a fait l'objet d'un premier examen par le GPR en 2006. Ce réexamen est effectué dans l'optique d'une exploitation “pérenne”.

L'une des caractéristiques de fonctionnement de cette maquette est la très faible puissance de fonctionnement (5 kW) et le fait que le cœur, constitué “à la carte” avec les articles disponibles en magasin (réglettes de combustibles, de sodium solide, etc.) est refroidi par convection d'air. En outre, une quantité importante de matières fissiles est entreposée dans le “bâtiment de stockage et manuten-

tion” de l’installation, sous forme d’articles de compositions et géométries diverses. Les principaux risques sont ceux d’introduction de réactivité excessive dans le cœur de la maquette, de criticité dans le “bâtiment de stockage et manutention”, de dispersion de matières radioactives en cas d’incendie. La maîtrise de ces risques repose en grande partie sur la prévention des erreurs humaines et sur la maîtrise des agressions potentielles (séisme, inondation, incendie).

Les points marquants, au terme de l’examen du “rapport préliminaire de sûreté” par l’IRSN et le GPR, sont les suivants :

- la proposition de l’exploitant d’exclure l’accident grave retenu jusqu’alors (“accident de référence”), correspondant à une introduction intempestive et non protégée de réactivité dans le cœur faisant suite à un chargement en réacteur d’un tube anormalement chargé en matières fissiles, n’a pas été adoptée, cet accident mettant en jeu de façon importante des facteurs humains et organisationnels ;
- concernant les risques de criticité dans le “bâtiment de stockage et manutention”, où les tubes expérimentaux sont constitués de façon manuelle,

la proposition de l’exploitant de relever les limites de masses admissibles a conduit à lui demander d’explorer un spectre le plus large possible de configurations en termes de nature d’articles, géométries, etc. ;

- le “bâtiment de stockage et manutention” présente une conception mal adaptée à l’égard du risque sismique ; la réévaluation sismique conduit à un projet de renforcement significatif de la structure principale et des fondations ;
- enfin, concernant le risque d’incendie, il a été considéré que, eu égard à l’état de l’art en la matière et en désaccord avec la proposition de l’exploitant, une sectorisation du “bâtiment de stockage et manutention” était nécessaire.

Par ailleurs, vu la grande diversité des articles en magasin et face à la difficulté d’identifier toutes les configurations enveloppes d’articles, dans le “bâtiment de stockage et manutention” ou dans le cœur, il a été demandé à l’exploitant d’établir des guides méthodologiques pour l’analyse de sûreté des cœurs expérimentaux à venir, pour l’étude des transitoires de fonctionnement, du comportement sismique des cœurs, des risques de criticité, etc. ■



Un enjeu majeur : concilier recherche et sûreté. Le point de vue du CEA

A major issue: reconciling research and safety. The CEA's viewpoint

par **Bertrand Mercier**, directeur de la protection et de la sûreté nucléaire, **Christian Giroux**, adjoint au directeur, Direction de la protection et de la sûreté nucléaire – CEA

Les installations nucléaires de base et les installations individuelles des INBS du CEA sont indispensables aux recherches et aux activités spécialisées pour le développement des programmes nucléaires, civils et liés à la défense, mais aussi pour la recherche fondamentale et l'enseignement. Ils permettent également le dopage neutronique du silicium utilisé dans l'électronique et la production de radioéléments artificiels pour la médecine nucléaire.

La grande variété des installations de recherche se traduit par la disparité des risques potentiels qui doivent être couverts par les dispositions de sûreté. Chaque installation de recherche est un cas particulier.

Il est vital pour un organisme de recherche de pouvoir évoluer rapidement; ses installations doivent être adaptables et leurs conditions d'utilisation suffisamment flexibles. La sûreté doit être garantie par le respect de limites définies pour des paramètres judicieusement choisis, caractérisant



Réunion de travail sur la conception d'un dispositif d'irradiation dans OSIRIS

la sûreté des opérations prévues et acceptées par les autorités de sûreté. Le référentiel de sûreté doit être adapté à la spécificité des installations de recherche.

Une optimisation doit être recherchée entre l'existence de marges de dimensionnement facilitant les démonstrations de sûreté vis-à-vis du domaine de fonctionnement de l'installation et le souci économique d'une conception plus ajustée mais nécessitant des justifications poussées.

Au sein des installations, cohabitent du personnel d'exploitation, des expérimentateurs-chercheurs et des prestataires. Le bon déroulement des activités dans les installations nécessite une parfaite maîtrise de la sécurité et de la sûreté. C'est l'équipe d'exploitation, sous l'autorité du chef d'installation qui assure cette maîtrise. L'équipe d'exploitation

Executive Summary

CEA operates research reactors and hot laboratories for studying material and fuel behaviour under irradiation, performing non destructive examinations, training operators or producing medical isotopes.

Such reactors must be sufficiently accessible so that experimental devices can be installed in or around the reactor core and benefit from an adequate neutron flux.

Research reactors must be flexible. Specific materials may be required to reduce neutron absorption. Many changes can occur during their life-cycle.

This paper describes the internal authorisations system developed in CEA with the agreement of ASN. Thus, operations which do not compromise the fundamental safety of the research reactor may be authorized by CEA. The safety files of such operations are submitted to CEA experts reporting to an internal safety commission. In this respect, CEA has developed a guide to define safety rules and construction codes for experimental devices.

It describes also the development of a design and manufacturing code for specific materials used in research reactors and experimental devices.

assure le fonctionnement de l'installation dans le cadre de son référentiel de sûreté et veille au bon état des équipements. Elle maîtrise toutes les actions et interventions effectuées dans le périmètre de l'installation. Cela concerne aussi bien les prestataires internes et externes que les expérimentateurs ou les chercheurs qui réalisent leurs programmes dans l'installation. C'est une véritable culture de sûreté qu'il faut faire vivre dans les installations pour que les questions relatives à la sûreté bénéficient de l'attention qu'elles méritent, en fonction de leur importance. C'est une question de vigilance permanente de chacun face aux risques : état d'esprit de diagnostic et de progrès permanent sous les aspects techniques et humains.

Les réacteurs d'irradiation permettent notamment de reproduire ce que subissent le combustible et les matériaux d'un réacteur industriel en fonctionnement normal ou accidentel et de prédire leur comportement dans le temps. Combustibles et matériaux des composants d'un réacteur, comme la cuve ou la gaine enserrant le combustible, peuvent y être soumis à des conditions extrêmes, à condition de les introduire dans des dispositifs expérimentaux conçus pour pouvoir les y reproduire. Ces dispositifs sont placés au milieu ou à proximité du cœur, ils sont soumis à un flux intense de neutrons sur des durées de quelques heures à quelques années. Pour les matériaux, il s'agit de simuler les quarante ou soixante ans de flux neutroniques auquel ils sont soumis dans les réacteurs industriels. Les données recueillies permettent ensuite de prévoir le vieillissement des éléments testés, de les améliorer ou d'en qualifier de nouveaux. Pour les combustibles, il peut s'agir d'essais associés à une instrumentation très performante, représentatifs de ce qu'ils subiront notamment dans des conditions caractéristiques de transitoires susceptibles de survenir dans un réacteur industriel. Ainsi, en rapprochant le dispositif du cœur, on peut soumettre un élément combustible à une rampe de puissance et simuler un transitoire incidentel.

Les maquettes critiques permettent d'étudier le comportement neutronique de configurations de cœur envisagées pour les réacteurs du futur ou de mesurer des paramètres neutroniques utiles à la modélisation.

On développera ci-après deux spécificités liées à la destination des réacteurs de recherche du CEA



Casemate de l'installation d'irradiation expérimentale ISABELLE 4

ayant des impacts sur les dispositions mises en place en matière de sûreté :

- les autorisations de réalisation des expériences dans les dispositifs expérimentaux ;
- l'usage de matériaux spécifiques.

Autorisations de réalisations des expériences dans les dispositifs expérimentaux

Depuis 1998, le CEA, exploitant responsable, a renforcé son système d'autorisation interne : ce système s'appuie explicitement sur la remise d'un dossier de demande d'autorisation par les équipes chargées de l'exploitation de l'installation au directeur de centre qui demande l'avis de la cellule de sûreté du centre et, selon l'enjeu et la complexité du dossier, l'avis d'une "commission de sûreté" qu'il convoque. Les commissions de sûreté rassemblent des membres permanents, des collaborateurs du directeur de centre et des experts consultés en fonction des spécificités de l'opération examinée. Les membres permanents et les experts sont nommés par l'Administrateur général du CEA dans une liste périodiquement mise à jour.

Parallèlement, l'ASN a étendu en 2002 le champ de responsabilité du CEA en matière d'autorisations internes. Pour des installations de recherche, dans lesquelles les modifications et les nécessaires adaptations aux besoins des expérimentateurs sont nombreuses, il est en effet primordial de ne pas alourdir les procédures correspondantes, pour autant que la démonstration de sûreté ne soit pas remise en cause.

Fin 2003, l'ASN a précisé dans une note le cadre des autorisations internes délivrées par le CEA pour



l'introduction dans le cœur des réacteurs de recherche de dispositifs expérimentaux en réacteurs de recherche. Ce cadre est basé notamment sur l'existence d'un guide technique de conception des dispositifs expérimentaux, établi par le CEA et qui sera décrit ci-après.

Ce guide est transmis pour information à l'ASN, à chaque nouvelle mise à jour. L'ASN peut éventuellement émettre des observations ou demander des modifications.

La mise en pile d'un nouveau dispositif expérimental peut être autorisée par le CEA, avec information préalable de l'ASN, si les conditions de fonctionnement incidentelles ou accidentelles du dispositif ne conduisent pas au dépassement de limites fixées et si la conception du dispositif est conforme au guide technique du CEA.

Les autorisations internes sont délivrées par le directeur de centre. Néanmoins, dans le cas où l'expérience à réaliser est dans les conditions expérimentales enveloppes définies a priori pour le dispositif expérimental déjà autorisé, le chef d'INB peut délivrer l'autorisation sur la base d'une analyse démontrant que les conditions expérimentales enveloppes autorisées pour le dispositif correspondant sont bien respectées.

Le processus d'autorisation interne demande une implication importante des cellules de sûreté de centre. Il leur appartient d'évaluer les dossiers

présentés par les exploitants, d'organiser et d'animer les commissions de sûreté des centres. Par ailleurs, des salariés des cellules de centre sont eux-mêmes membres permanents ou experts des commissions de sûreté et sont amenés à participer aux commissions de sûreté d'autres centres. Cette pratique est encouragée car elle permet un meilleur échange des expériences et participe à l'amélioration de la cohérence d'approche de la sûreté sur les différents centres du CEA. Elle accroît néanmoins la charge de travail reposant sur les cellules de centre. Les directeurs de centre concernés ont ainsi dû renforcer les effectifs de leurs cellules de centre.

Le processus des autorisations internes apporte en exploitation des avantages importants, en termes de responsabilisation des différents acteurs et de souplesse dans l'affectation des priorités. Il fait l'objet d'un contrôle interne régulier.

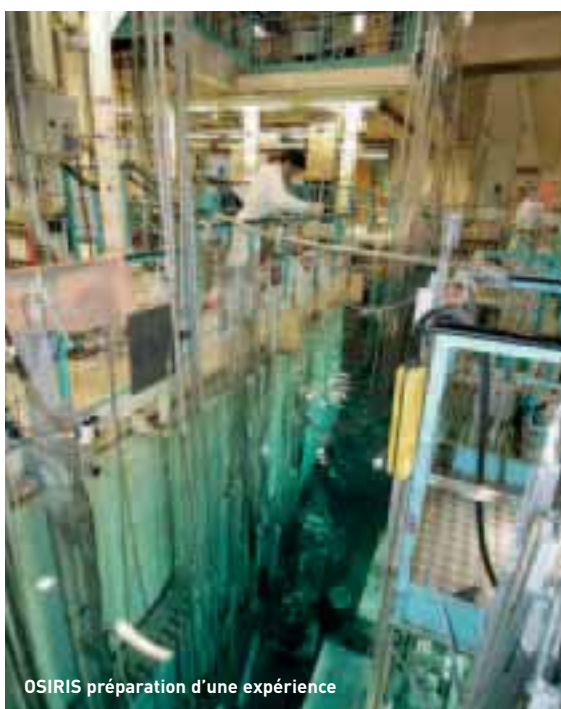
Son fonctionnement est régulièrement inspecté par l'ASN.

Guide technique pour les dispositifs expérimentaux des réacteurs de recherche

Ce guide intègre l'expérience acquise au cours de plus de quarante années de fonctionnement des réacteurs de recherche. Diffusé en juillet 2004, mis à jour début 2007, il est destiné aux concepteurs de dispositifs expérimentaux et aux rédacteurs des dossiers de sûreté associés et comprend deux parties :

- la première définit la démarche de sûreté encadrant la conception des dispositifs expérimentaux. Elle permet de déterminer le niveau des exigences de sûreté et les dispositions techniques à retenir au regard des enjeux de sûreté ;
- la seconde précise le contenu d'un dossier de sûreté associé à ces dispositifs. Son objectif est de conduire à une harmonisation des pratiques.

Un dispositif expérimental est principalement constitué d'une partie "en pile" et d'une partie "à terre". La partie en pile permet d'assurer le support des échantillons et de maîtriser les caractéristiques environnementales. Cette partie en pile est constituée autour d'un équipement qui permet de supporter l'échantillon. En cas de besoin, le porte échantillon est intégré dans un ou deux étuis assurant le conditionnement des échantillons ou leur isolement de l'environnement. Du risque présenté par l'échantillon et ses conditions de mise en pile dépendent les



OSIRIS préparation d'une expérience

exigences que l'on doit attribuer aux enveloppes précitées qui peuvent être ainsi amenées à assurer un rôle en matière de sûreté (barrière).

L'objet de la première partie du guide est d'exposer la démarche qu'il convient de suivre en matière de sûreté pour concevoir un dispositif expérimental devant être irradié dans un réacteur de recherche. Cette démarche doit permettre de définir et justifier la conception en tenant compte des enjeux de sûreté et des contraintes techniques imposées aux procédés.

À cet effet, des objectifs et des critères généraux définis tant sur le plan technique et matériel que sur le plan radiologique permettent de préciser, de manière conventionnelle, le nombre de barrières à retenir pour la partie en cœur du dispositif (on entend par là la partie sous flux neutronique, étendue aux parties susceptibles de conduire à une interaction avec le cœur du réacteur).

Cette démarche intègre les dispositions particulières de sûreté de l'installation qui peuvent intervenir dans la protection du cœur vis-à-vis des conséquences résultant de la défaillance de la partie en cœur du dispositif expérimental (boîte à eau, diaphragme...).

Afin de se prémunir contre d'éventuels risques d'augmentation de puissance en cas d'effacement du dispositif expérimental, des critères permettent également de définir le nombre de systèmes d'accrochage (ou dispositifs anti-envol) classés de sûreté à retenir en fonction des conséquences résultant de l'effacement du dispositif.

Cette démarche est complétée dans un second temps par une analyse de la sûreté basée sur la méthode d'analyse par situations de fonctionnement. Ces situations de fonctionnement couvrent l'ensemble des événements initiateurs internes au dispositif. Dans ce cadre, la partie à terre du dispositif est examinée. Les agressions d'origine interne ou d'origine externe sont examinées également dans le cadre de l'analyse de sûreté.

Il est recherché une cohérence avec la défense en profondeur de l'installation et le référentiel de sûreté de l'installation.

En pratique, la démarche consiste à :

- identifier les "sources de danger" pouvant exister dans le dispositif expérimental soit en situation normale, soit en cas de dysfonctionnement sur le dispositif ou sur le réacteur ;

- identifier la ou les barrières éventuelles, les systèmes d'accrochage ainsi que les systèmes associés nécessaires, en tenant compte des défaillances envisageables sur chacun d'eux ;
- définir les critères et exigences applicables pour la conception et la réalisation de ces barrières et systèmes, en relation avec l'établissement de la liste des conditions de fonctionnement et des situations retenues pour le dimensionnement et la vérification des différents équipements ;
- s'assurer *in fine* de l'adéquation des dispositions retenues compte tenu des risques encourus.

Cette démarche possède par nature un caractère itératif. En effet, selon les dispositions adoptées dans un premier temps, on peut être amené à revoir la liste des situations de fonctionnement prises en compte dans le dimensionnement, et ainsi de suite jusqu'à converger sur une conception et un dossier de sûreté cohérents. Cela peut conduire à adapter les exigences associées à une barrière, à augmenter les performances ou la redondance d'un système associé, etc.

Enfin, une analyse des facteurs humains associés à la mise en œuvre du dispositif expérimental est à réaliser. Il s'agit de déterminer les opérations sensibles, du point de vue des facteurs humains, pour la sûreté du dispositif et de l'installation. Plus précisément, ces opérations sensibles sont celles qui comportent dans leur déroulement des opérations dont le bon déroulement est essentiel au maintien de la sûreté, c'est-à-dire pour lesquelles des défaillances conduisent à une dégradation de la sûreté présentant un caractère de gravité potentielle élevée en cas de défaillance non récupérée.

L'analyse de ces opérations a pour objectif de déterminer les exigences qui leur sont associées. Ces exigences concernent les dispositions qui interviennent dans la prévention et la détection des défaillances humaines, et qui visent à limiter les conséquences en cas de non-récupération.

Le dossier de sûreté objet de la deuxième partie du guide expose, en les justifiant, les dispositions constructives retenues finalement pour la conception du dispositif, ainsi que ses conditions d'exploitation.

Usage de matériaux spécifiques

La conception et la construction des réacteurs de recherche et des dispositifs expérimentaux conduisent à l'emploi de matériaux spécifiques pour permettre la réalisation des irradiations. L'usage de



ces matériaux n'est pas courant dans l'industrie et la démonstration de leur tenue, dans les conditions de fonctionnement prévues, doit être apportée pour assurer la sûreté des opérations effectuées.

L'exploitant s'appuie sur un ensemble de règles, codes et normes relatifs à divers équipements importants pour la sûreté d'une installation. Les codes permettent de transposer concrètement les exigences de la réglementation technique générale tout en reflétant la bonne pratique industrielle.

De tels documents existent pour les réacteurs de puissance qui font appel essentiellement à des aciers austénitiques. Il restait à les mettre au point pour les matériaux spécifiques utilisés dans les réacteurs de recherche.

Un travail important entrepris depuis plusieurs années a abouti récemment. Il a conduit à l'édition du recueil de Règles techniques applicables à la conception et la construction des matériels mécaniques des réacteurs expérimentaux, de leurs auxiliaires et des dispositifs d'irradiation (RCC-MX). Développé dans le cadre du projet de réacteur Jules Horowitz qui sera construit prochainement à Cadarache, ce recueil facilite la conception et la construction des matériels mécaniques importants sur le plan de la sûreté de nouveaux projets de réacteurs expérimentaux, de leurs auxiliaires et des dispositifs expérimentaux associés ainsi que de nouveaux matériels ou dispositifs d'installations existantes.

Le domaine d'application du RCC-MX comprend exclusivement les matériels mécaniques :

- jugés importants sur le plan de la sûreté ou de la disponibilité ;
- ayant une fonction d'étanchéité, de cloisonnement, de guidage, de maintien ou de supportage ;
- de type récipients, pompes, robinets, vannes, tuyauteries, soufflets, structures caissonnées, échangeurs ainsi que leurs supports.

Le RCC-MX permet de traiter de façon cohérente, dans un document unique, la conception, la fabri-

cation et la réalisation des matériels du réacteur, de ses auxiliaires et de ses dispositifs. Les trois niveaux de conception et de construction proposés correspondent à une assurance décroissante du niveau de sécurité vis-à-vis de différents dommages mécaniques auxquels les matériels pourraient être exposés du fait des chargements correspondant aux situations de fonctionnement spécifiées.

Les règles de calcul ont été adaptées pour traiter la tenue mécanique des structures proches des sources de neutrons pouvant, le cas échéant, fonctionner également dans leur domaine de fluage thermique significatif.

Un choix de matériaux plus large que les aciers utilisés dans les réacteurs industriels tels que les alliages d'aluminium et de zirconium permet de répondre aux besoins de matériaux transparents aux neutrons. Par exemple, en réflecteur, la substitution de 10 mm d'épaisseur de tubes en acier par 10 mm d'épaisseur de tubes d'alliages de zirconium ou d'aluminium permet d'obtenir un gain potentiel de 50% du flux de neutrons thermiques disponible. Il est aussi nécessaire d'assurer des compromis adéquats entre tenue mécanique, maîtrise de la thermique (échauffement gamma de 10 à 20 W/g en cœur) et maîtrise des effets d'activation (ex. : teneur en cobalt).

Conclusion

Le système d'autorisations internes dont bénéficie le CEA lui permet de mettre en œuvre assez facilement les modifications de ses installations qui sont utiles à ses programmes de R&D, à condition que celles-ci soient compatibles avec leur décret de création et ne modifient pas leur démonstration de sûreté. La mise en œuvre de ce système conduit le CEA à mieux formaliser sa doctrine de sûreté. Elle responsabilise le directeur de centre, exploitant nucléaire, ainsi que les spécialistes auxquels il fait appel pour évaluer la validité des dossiers de sûreté établis indépendamment par les équipes d'exploitation. ■

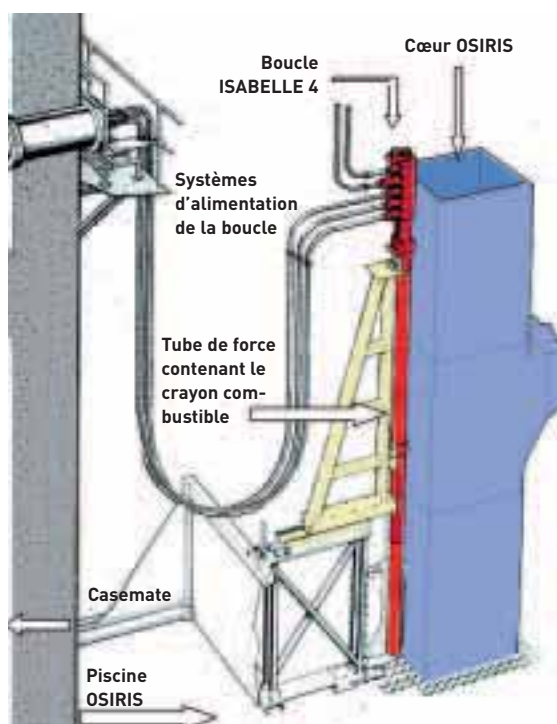
Point de vue d'un chercheur sur les problématiques de sûreté

Exploitant nucléaire responsable, le CEA a la volonté de progresser en matière de sûreté, sécurité et radioprotection, tout en conduisant des programmes de recherche de haut niveau scientifique.

Priorité essentielle, la politique du CEA en matière de sûreté s'attache à traduire dans les pratiques l'importance donnée aux questions relatives à la sûreté. Quinze pôles de compétence couvrent les principaux domaines d'expertise nécessaires. Ils portent sur les problématiques liées aux séismes, à l'incendie, à la criticité, à la mécanique des structures, à l'instrumentation, au risque chimique, au facteur humain... Ils s'appuient sur des équipes de spécialistes du CEA et visent à fournir aux exploitants et aux chefs de projets, l'assistance pour mener à bien des études de sûreté complexes, étudier des thèmes à caractère générique, assurer la cohérence des approches de sûreté (notamment dans le cadre des réévaluations de sûreté des installations ou groupe permanent) et, en définitive, permettre au CEA d'exercer sa capacité d'expertise autonome.

Vu d'un chercheur, il s'agit de :

1. Traduire les objectifs de sûreté du CEA en dispositions techniques concrètes.
2. Avoir recours aux pôles de compétence pour toutes les questions qui sont de leur ressort, afin de leur garantir un budget de fonctionnement adéquat et de leur permettre de capitaliser le retour d'expérience.
3. Tirer le meilleur enseignement des difficultés rencontrées ou des incidents déclarés.
4. Etre à l'écoute de tous les signaux précurseurs d'une dégradation de la culture de sûreté.



Représentation d'une expérimentation avec le dispositif ISABELLE 4 dans OSIRIS

En 2006, j'ai personnellement vécu deux incidents qui m'ont marquée :

- une erreur d'identification d'échantillon de matières fissiles qui a conduit à faire évoluer les conditions d'admission des matières fissiles au LECI (INB n° 50) ;
- le déclenchement de l'injection de secours lors de la mise à l'arrêt de la boucle ISABELLE 4 du réacteur OSIRIS INB 40, ayant entraîné l'ouverture de soupapes de la boucle et l'apparition d'une fuite au niveau d'un raccord d'une ligne d'instrumentation du pressuriseur et donc d'un épandage d'eau primaire en casemate. Cet incident a conduit à la vérification du serrage de tous les raccords et à la révision des procédures d'exploitation inhérente au démarrage et à l'arrêt de l'installation. On précise que cette boucle ISA4 est destinée à l'irradiation de crayons combustibles (de 1 à 4) dans des conditions thermohydrauliques et chimiques représentatives de celles des réacteurs de puissance à eau. L'illustration jointe montre la partie en pile de la boucle positionnée en face nord du cœur OSIRIS.

Par ailleurs, la technologie de ces installations reste complexe. Pour les faire fonctionner en toute sûreté, il faut un environnement technologique général, une culture de sûreté et une infrastructure réglementaire et de contrôle.

Le chercheur que je suis trouve que la réglementation devient très complexe. Par ailleurs, je ressens des difficultés de dialogue avec les différents experts qui interviennent dans les processus d'autorisations. Pour ne pas aller vers l'asphyxie du système, il me semble qu'il faudrait :

- veiller à la gestion des compétences des experts. On pourrait souhaiter par exemple :
 - a. côté IRSN en charge du support technique de l'ASN, une expérience terrain en INB ;
 - b. côté CEA, vis-à-vis de la problématique de sûreté incriminée (séisme, criticité, incendie, explosion,...), une plus grande disponibilité ;
- maîtriser la durée de l'instruction (planification réfléchie, respect des délais d'instruction des dossiers à la fois côté CEA mais aussi côté ASN/IRSN) ;
- mettre au point et faire accepter une hiérarchisation côté CEA du type "coût-bénéfice pour la sûreté", de façon à éviter de consacrer des budgets importants pour réaliser des modifications sans véritable enjeu pour la sûreté.

Par Caroline Verdeau, Direction de la simulation et des outils expérimentaux - CEA





Bâtiment de l'Institut Laue-Langevin à Grenoble

CONCILIER RECHERCHE ET SÛRETÉ : LES RÉPONSES DES EXPLOITANTS ET DES CONCEPTEURS



Institut Laue-Langevin – Mise à disposition de faisceaux de neutrons auprès des expérimentateurs

Laue-Langevin Institute – Neutron beams made available for experimentation

par Hervé Guyon, chef de la Division réacteur – Institut Laue-Langevin (ILL)

L'Institut Laue-Langevin est une société civile de droit français née en 1967 de la volonté de l'Allemagne et de la France de créer un outil scientifique d'excellence. Cet institut dédié à la recherche scientifique à l'aide de faisceaux de neutrons intenses abrite le Réacteur à haut flux (RHF) d'une puissance de 58,3 MW thermiques. La première divergence du RHF intervient en 1970. Le Royaume-Uni est le troisième associé depuis 1973. Depuis, 10 nouveaux partenaires ont, tour à tour, rejoint l'ILL : l'Autriche, la Belgique, l'Espagne, la Hongrie, l'Italie, la République tchèque, la Russie, la Suisse, la Suède et la Pologne. Ainsi des laboratoires européens peuvent accéder largement aux techniques neutroniques offertes par l'ILL et des expérimentateurs du monde entier utilisent les faisceaux de neutrons de l'ILL, les plus intenses au monde.

Le RHF est équipé de 13 canaux¹ horizontaux, 4 canaux obliques et 3 canaux verticaux. Ces canaux alimentent le hall expérimental dans le réacteur, ainsi que deux halls des guides, soit au total une quarantaine d'aires expérimentales. Les principales applications des neutrons sont les suivantes :

- chimie et matériaux ;
- sciences de l'ingénieur ;
- magnétisme et électronique ;
- liquides et matière molle ;
- physique fondamentale ;
- biologie.

L'ILL est la première source de faisceaux de neutrons au monde et se maintient à ce niveau grâce aux programmes successifs de modernisation et de renforcement :

- 1990-1994 : remplacement du bloc réacteur² ;
- 1985-2007 : amélioration des performances des outils scientifiques avec les programmes "second souffle" puis "MILLENNIUM" phase M0. Les phases M1 et M2 vont s'étendre jusqu'en 2016 ;
- 2003-2007 : renforcement de l'installation, notamment pour répondre à l'évolution des types de séisme devant être pris en compte dans la vérification de la résistance de l'installation aux agres-

Executive Summary

In large-scale facilities for fundamental research – and in experimental neutron-source reactors especially – it is important to facilitate researchers' access to the experimental areas, whilst also ensuring their health and safety, and to minimize any radiological risks.

The ILL in particular receives some 1500 to 2000 visits every year by scientists from all over the world, often for a stay of only a few days. This has required the organisation of rapid and efficient training and information sessions for new arrivals, as well as the installation of physical protection measures in the experimental halls to exclude the possibility of accident or mishap despite the limited time available for initial training.

1. Les canaux servent à canaliser et diriger les faisceaux de neutrons, pour les amener vers les aires expérimentales.

2. Il s'agit de la cuve fermée qui contient le combustible nucléaire.

sions. Pendant cette importante période de travaux, le fonctionnement du réacteur a été réduit à trois cycles³ de 50 jours par an ;

- 2003-2016 : programme de jouvence des équipements critiques du réacteur : c'est ainsi que l'instrumentation et le contrôle-commande ont été remplacés, aussi bien pour les hottes de chargement du combustible que pour la source froide horizontale.

Compte tenu de l'ensemble de ces renforcements, il est maintenant programmé un fonctionnement plus continu avec 4 cycles par an, pour atteindre 200 jours et si possible 224 jours de fonctionnement annuel.



Bloc pile

La suite de l'article traite de la sécurité radiologique des différents intervenants dans le réacteur mais n'aborde pas la sûreté de l'installation.

Les aires expérimentales

Les aires expérimentales sont disposées dans le hall d'expérimentation du réacteur et dans les halls des guides. Elles sont entourées de barrières avec des portillons d'accès interverrouillés avec l'obturateur du faisceau de neutrons :

- pour ouvrir l'obturateur, la boucle de sécurité doit être fermée (il ne faut aucun défaut dans la chaîne de surveillance du faisceau ou dans celle surveillant l'aire expérimentale), et le bouton-poussoir dit "point de ronde" doit avoir été actionné depuis moins de 30 secondes environ pour garantir la vacuité de l'aire expérimentale ;
- quand l'obturateur est ouvert (faisceau distribué) les portillons sont verrouillés fermés ;
- il est donc matériellement impossible d'accéder à l'aire expérimentale si l'obturateur n'est pas fermé (absence de faisceau). La sécurité est renforcée par le contrôle du débit de dose de l'air ambiant dans l'aire expérimentale lors du premier accès après fermeture du faisceau (utilisation du débitmètre gamma équipant chaque aire expérimentale) ;
- enfin, un coup-de-poing d'arrêt d'urgence disposé dans l'aire expérimentale permet la fermeture de l'obturateur.

Les dispositifs de sûreté et de sécurité de l'aire expérimentale et du guide de faisceau, appelés boucles de sécurité, commandent la fermeture de l'obturateur en cas de défaut.

La signalisation a fait l'objet d'une concertation avec les autres installations présentant des risques similaires : le synchrotron de Grenoble, le laboratoire Léon Brillouin à Saclay, FRM2 à Munich, etc.

Elle est la suivante :

- pour les obturateurs, un rond est illuminé en vert quand il est fermé, et rouge (danger) quand il est ouvert ;
- pour le classement radioprotection des aires expérimentales, un trisecteur réglementaire est illuminé en jaune, orange ou rouge selon le classement requis.

Enfin, la consigne principale est affichée en entrée d'aire expérimentale, dans les 3 langues officielles de l'ILL (français, anglais, allemand), ainsi que le

3. Il s'agit de la période pendant laquelle le réacteur fonctionne.



dossier sécurité de l'instrument (DSI) et les caractéristiques de l'expérience en cours.

Les expérimentateurs

Les permanents ou "long term visitors"

Ils bénéficient de formations, au même titre que le personnel d'exploitation, notamment en radioprotection et sécurité. Ils sont classés catégorie B⁴.

Parmi ce personnel, nous retrouvons :

- les responsables d'instrument : ils sont responsables de la sécurité de leur instrument. Ils doivent veiller au respect de son fonctionnement dans le domaine autorisé par le DSI et à la tenue à jour de ce dernier. L'autorisation de fonctionnement d'un instrument est donnée par le directeur scientifique et le responsable de l'exploitation du réacteur, qui visent le DSI après avis de l'ingénieur de sécurité et du service chargé de la radioprotection (SPR). La liste des responsables, co-responsables et techniciens par instrument est tenue à jour et consultable sur le réseau intranet ;
- les contacts locaux ou "local contacts" : ils ont la responsabilité de la sécurité des expériences réalisées sur les instruments. Ils prennent en charge les chercheurs invités, qui, avant que leur badge d'accès leur soit distribué, suivent une formation radioprotection. La liste des contacts locaux est disponible auprès du poste de gardiennage du bâtiment réacteur.



Les chercheurs invités

En premier lieu, les chercheurs renseignent "une proposition d'expérience" ou "proposal" dans laquelle les échantillons, les conditions expérimentales ainsi que les résultats recherchés sont définis.

Les propositions d'expérience sont d'abord analysées par l'ingénieur de sécurité et le SPR sous l'angle de la sécurité et de la radioprotection. Les expériences sont classées dans l'une des trois catégories de sécurité suivantes :

- classe 1 : risque acceptable ;
- classe 2 : risque acceptable sous réserve de mise en œuvre de mesures compensatoires ;
- classe 3 : avis de la Commission interne de sécurité et décision d'autorisation par le directeur scientifique.

Elles sont ensuite sélectionnées par le conseil scientifique, afin d'obtenir les 700 à 800 expériences qui seront effectivement réalisées à l'ILL.

Les chercheurs dont la proposition d'expérience a été retenue suivent une formation en radioprotection à distance et doivent répondre de manière satisfaisante au questionnaire avant que leur demande d'accès soit prise en compte.

À leur arrivée à l'ILL, leur sont remis :

- film dosimétrique, dosimètre électronique à alarme ;
- notice relative aux consignes radioprotection et au zonage déchets ;
- consignes générales de sécurité ;
- information sur la nécessité de demander une protection travailleur isolé (PTI) s'ils sont conduits à travailler seul ;
- badge d'accès.

4. C'est-à-dire qu'ils ne doivent pas recevoir de dose supérieure à 1/6^e de la limite annuelle autorisée pour les travailleurs (20 mSv/an).

Pour chaque expérience, une personne de l'équipe des expérimentateurs est désignée comme responsable des échantillons utilisés. Cette personne se fait enregistrer auprès du service de radioprotection (SPR). Elle est chargée de présenter les échantillons au contrôle du SPR après leur utilisation.

À leur départ les chercheurs invités suivent également un parcours administratif et technique afin de restituer les équipements fournis, vérifier leur dosimétrie opérationnelle, contrôler leur échantillon qui sera géré en fonction de son activité et pourra être stocké à l'ILL, si nécessaire.

Surveillance par les équipes de conduite

Les états et alarmes relatives aux instruments sont reportés en salle de contrôle du réacteur. En cas de

défaut d'une boucle de sécurité ou de défaillance d'un équipement, l'équipe de quart peut fermer l'obturateur correspondant et, si nécessaire, des obturateurs situés en amont, afin de mettre l'instrument en sécurité.

Avant chaque démarrage :

- un test des boucles de sécurité et signalisation est réalisé ;
- une ronde avant démarrage permet de vérifier :
 - la conformité des protections radiologiques telles que définies dans le DSI ;
 - l'absence de matériaux combustibles inutiles...

Après chaque démarrage, les instruments, qui ont fait l'objet de modifications ou d'interventions sur les protections biologiques ou les éléments situés sur la ligne de faisceau, sont soumis à un contrôle radiologique effectué par le SPR avant d'être remis à la disposition des expérimentateurs. ■



Présentation du réacteur Jules Horowitz

Presentation of the Jules Horowitz reactor

par Jean-Paul Dupuy, chef de projet RJH – AREVA TA

Le projet RJH dont l'ingénierie est assurée par AREVA TA, AREVA NP et EDF concerne la réalisation par le CEA d'un nouveau réacteur de recherche en Europe pour l'étude du comportement des matériaux et combustibles nucléaires sous irradiation.

Le projet RJH s'inscrit dans un contexte de vieillissement des réacteurs de recherche en Europe. Ces réacteurs, conçus dans les années soixante, auront 50 ans dans la prochaine décennie et seront progressivement mis à l'arrêt du fait de leur obsolescence. Cette situation se rencontre plus largement au sein des pays de l'OCDE disposant d'une industrie nucléaire.

Ce réacteur contribuera aussi à la production européenne de radioéléments à usage médical.

Le RJH vise à assurer une amélioration significative des performances et du service rendu par rapport aux réacteurs de recherche actuels. À ce titre, le projet RJH est caractérisé par des exigences particulières de performances de flux neutronique, de capacité expérimentale et de flexibilité. Cette installation nouvelle prend en compte les exigences actuelles de sûreté.

Performances

Les performances élevées demandées au RJH constituent l'élément directeur de la conception de la partie réacteur de l'installation.

La volonté de couvrir les besoins des différentes filières actuelles et à venir suppose en effet de disposer de performances neutroniques nettement plus élevées que la génération précédente tant pour les flux thermiques que pour les flux rapides. Les performances visées sont détaillées dans le tableau page suivante.

Maîtrise et qualité des essais

Le RJH est conçu pour apporter une amélioration significative concernant la qualité des expérimentations et répondre ainsi aux besoins exprimés par les utilisateurs. Cela se traduit par deux axes principaux :

- maîtriser avec précision les conditions d'essais : cela nécessite, par exemple, de traiter l'effet de l'échauffement gamma sur les expériences, échauffement d'autant plus important que les flux de neutrons sont élevés dans le cœur du RJH. Une réduction des effets de l'échauffement gamma peut être atteint, soit par la mise en œuvre d'écrans gamma entre la source de rayonnement et les expériences (en particulier en réflecteur), soit en intervenant sur la conception des dispositifs (par exemple homogénéisation des températures des échantillons en cœur par mise en circulation du caloporteur du dispositif). Il nécessite également un effort important sur l'instrumentation. Tout ceci se traduit par la conception d'une nouvelle génération de dispositifs expérimentaux ;
- élargir la gamme de services expérimentaux sur l'installation. Cet objectif a conduit à doter le RJH d'un ensemble de moyens expérimentaux intégrés, en particulier : un laboratoire de mesure en ligne des produits de fission, un laboratoire de dosimétrie ainsi que des postes d'examen non destructifs matériaux et combustible directement reliés aux cellules chaudes de l'installation. Il a par ailleurs été décidé de développer sur le RJH une cellule chaude dédiée à l'exploitation d'expériences orientées sûreté, capable de traiter des échantillons et des dispositifs contaminés par des émetteurs alphas.

Executive Summary

The JHR project is a new European research reactor managed by the CEA. AREVA TA, AREVA NP and EDF are in charge of the engineering. This project will allow to study the nuclear fuel and material reactions under irradiation. It will also contribute to the European radioelements supply for medical use. The reactor design is an integrated platform for experimental irradiations, with high performances, and with the best safety requirements.

The project is currently in a detailed engineering phase, with the safety report instruction and the critical components qualification. The construction phase will start this year in June. The reactor start-up is forecast for 2014.



Capacité expérimentale

L'installation est dimensionnée pour traiter simultanément 25 expériences au cours d'un cycle réacteur, cette capacité pouvant être portée jusqu'à 40 dans des configurations particulières (géométrie de cœur large ; voir plus loin).

Au niveau du réacteur, cette capacité se répartit entre plus de 10 emplacements expérimentaux simultanément disponibles en cœur et plus de 12 emplacements expérimentaux simultanément disponibles en réflecteur, dont la moitié sur systèmes à déplacement. Des emplacements particuliers supplémentaires dans le réacteur sont dédiés à la production de radio-éléments artificiels.

Indépendamment des laboratoires intégrés, de manière à gérer le flux des expériences, l'installation dispose d'un bloc de 4 cellules chaudes comprenant deux cellules beta-gamma polyvalentes pour la gestion des expériences, une cellule alpha, et, une cellule dédiée pour le conditionnement et l'évacuation des radioéléments artificiels et des éléments combustible irradiés.

Cette capacité permettra au RJH de prendre le relève des réacteurs d'irradiation technologiques français existants (SILOÉ, installation aujourd'hui arrêtée, et OSIRIS, actuellement en fonctionnement).

Performances visées du RJH

Caractéristique	Valeur dans le RJH
Flux rapide max. en cœur sur échantillon matériau ($E > 0.907 \text{ MeV}$)	$5 \cdot 10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{s}$
Flux thermique max. en réflecteur sur échantillon ($E < 0.625 \text{ eV}$)	$3,6 \cdot 10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{s}$
Endommagement max. sur échantillons matériaux en cœur	15 dpa/an
Puissance linéique max. sur un échantillon combustible en réflecteur (combustible irradié enrichi à 1%)	500 W/cm



Sûreté

La sûreté du projet RJH est basée sur une approche de défense en profondeur.

Dans la mesure où le RJH est un nouveau réacteur expérimental multi-filières, il n'existe pas à ce jour en France, pour ce type de réacteur, de référentiel de sûreté spécifique.

De fait, la démarche de sûreté pour la conception, l'exploitation et l'analyse s'inspire du référentiel de sûreté des réacteurs à eau sous pression, notamment celui établi pour le projet EPR, et respecte les textes AIEA.

Enfin, le projet peut bénéficier de l'instruction récente de sûreté menée sur le projet RES (nouveau réacteur d'essai pour la propulsion navale en construction à Cadarache).

Cela se traduit, au niveau de la démarche de conception du RJH, par :

- une méthodologie d'analyse des événements internes et externes dérivée de celle des réacteurs à eau pressurisée actuels; cette méthodologie fournit un cadre systématique pour la conception et l'analyse de sûreté qui est structurante pour les moyens de sauvegarde de l'installation et les contraintes de dimensionnement aux agressions;
- la rédaction d'un référentiel technique de conception et de construction adapté pour un réacteur de ce type, notamment un recueil de règles pour les matériels mécaniques (RCC-MX¹, incluant des dispositions de conception, approvisionnement, fabrication, soudage et contrôle traitant, notamment des matériaux non usités dans le domaine des réacteurs de puissance comme les alliages d'aluminium ou le zircaloy, et, intégrant, dans les règles de dimensionnement, un traitement des effets de l'irradiation et de la température);
- l'élaboration d'un guide des dispositifs expérimentaux définissant des catégories de dispositifs en fonction des enjeux représentés pour la sûreté (terme-source, contenu énergétique) et précisant les dispositions de sûreté à mettre en œuvre compte tenu des risques et des conséquences potentielles engendrées par la défaillance du dispositif et de la capacité de traitement de cette défaillance par l'installation.

Options de conception principales

La plupart des options de conception retenues concernent simultanément la sûreté et les futures conditions d'exploitation de l'installation.



Caisson dans la piscine du réacteur (il est en grande partie caché par les nombreux dispositifs expérimentaux. Les liaisons des dispositifs avec leurs parties à terre ne sont pas représentées)

Réacteur piscine

Le besoin d'expérimentations nombreuses et donc d'un accès aisé à la plupart des irradiations a conduit au choix d'un réacteur de type piscine. Les performances élevées, en particulier en flux rapide, se sont traduites par l'adoption d'un circuit primaire fermé légèrement pressurisé offrant une meilleure capacité de confinement et des marges vis-à-vis des accidents de réactivité.

L'association réacteur piscine, circuit primaire fermé et constitution d'une couche chaude à la surface de la piscine réacteur assure en outre une protection radiologique permettant des opérations en margelles, réacteur en fonctionnement.

Cœur

Du fait des performances demandées, la conception du cœur a été orientée vers un ensemble hétérogène constitué, d'une part d'un cœur sous modéré², pour obtenir des flux rapides élevés et d'autre part, d'un réflecteur béryllium qui permet d'obtenir des flux thermiques élevés dans un volume important, et une économie de neutrons acceptables.

La vitesse assez élevée de l'eau en cœur, nécessaire pour l'évacuation de la puissance, a conduit à un dessin d'élément combustible cylindrique, voisin de celui du combustible du réacteur belge BR2.

1. Référentiel relatif à la conception et la construction des matériels mécaniques des réacteurs expérimentaux, de leurs auxiliaires et des dispositifs d'irradiation.

2. Cœur dont la quantité de fluide modérateur (qui sert à ralentir les neutrons) est inférieure à la quantité habituelle.

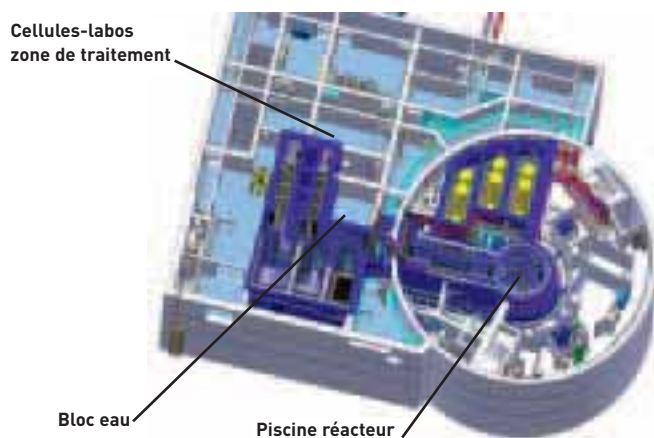


Le caisson cœur dans son environnement immédiat : posé sur la boîte à eau et avec le réflecteur béryllium en place

L'enrichissement visé à terme est à moins de 20%. Compte tenu de la forte densité d'uranium nécessaire pour les performances, cela nécessite pour le RJH le recours à un combustible en cours de développement, à base d'alliage U-Mo dispersé dans une matrice d'aluminium, à raison de 8 grammes d'uranium par cm^3 , et gainé d'aluminium. Cependant, le délai et les difficultés de ce développement nécessitent de recourir, pour les premières années d'exploitation, à un combustible basé sur la technique actuelle (U_3Si_2 gainé d'aluminium), d'enrichissement plus élevé pour obtenir des caractéristiques équivalentes.

Bloc eau

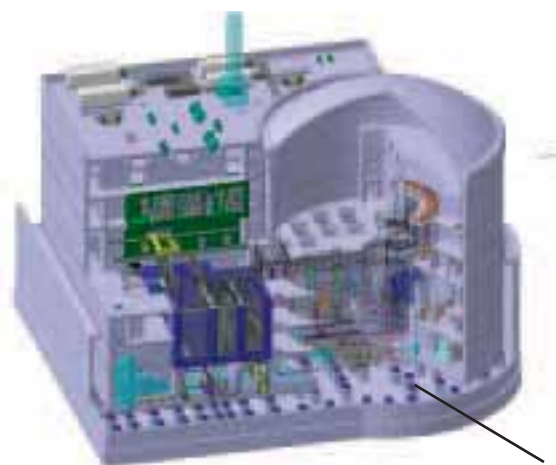
Un bloc-eau monolithique relie le bâtiment du réacteur (BR) et le bâtiment des annexes nucléaires



Bâtiment réacteur et bâtiment des annexes nucléaires

(BAN). Ce bloc eau permet le transfert sous eau des dispositifs expérimentaux et des éléments combustibles irradiés depuis la piscine réacteur jusqu'aux cellules chaudes et piscines du BAN. À ce titre, il constitue la véritable colonne vertébrale pour l'exploitation de l'installation. Le bloc-eau du RJH est équipé d'un sas sous eau permettant d'assurer à tout moment la continuité du confinement des deux bâtiments BR et BAN. La conception du bloc eau garantit le maintien du cœur et du combustible irradié sous eau, en cas de fuite du circuit primaire.

Prise en compte des agressions externes



Appui sur plots parasismiques

La prise en compte systématique des agressions externes, en particulier le séisme et la chute d'avion, s'est traduite par le regroupement dans un bâtiment durci dénommé unité nucléaire (UN) de tous les systèmes nécessitant une protection, c'est-à-dire :

- tous les systèmes susceptibles de recevoir une contamination ;
- tous les systèmes de pilotage, salles de conduite et contrôle-commande.

L'unité nucléaire comprend le BR et le BAN, ce dernier étant divisé en une zone chaude et une zone froide.

La prise en compte du séisme fait appel à une solution de mise sur appuis parasismiques de l'unité nucléaire. L'isolation parasismique est constituée d'environ 160 appareils d'appuis en élastomère fretté disposés sous le radier commun de l'UN et reposant sur des plots béton, eux-mêmes implantés sur un radier général.



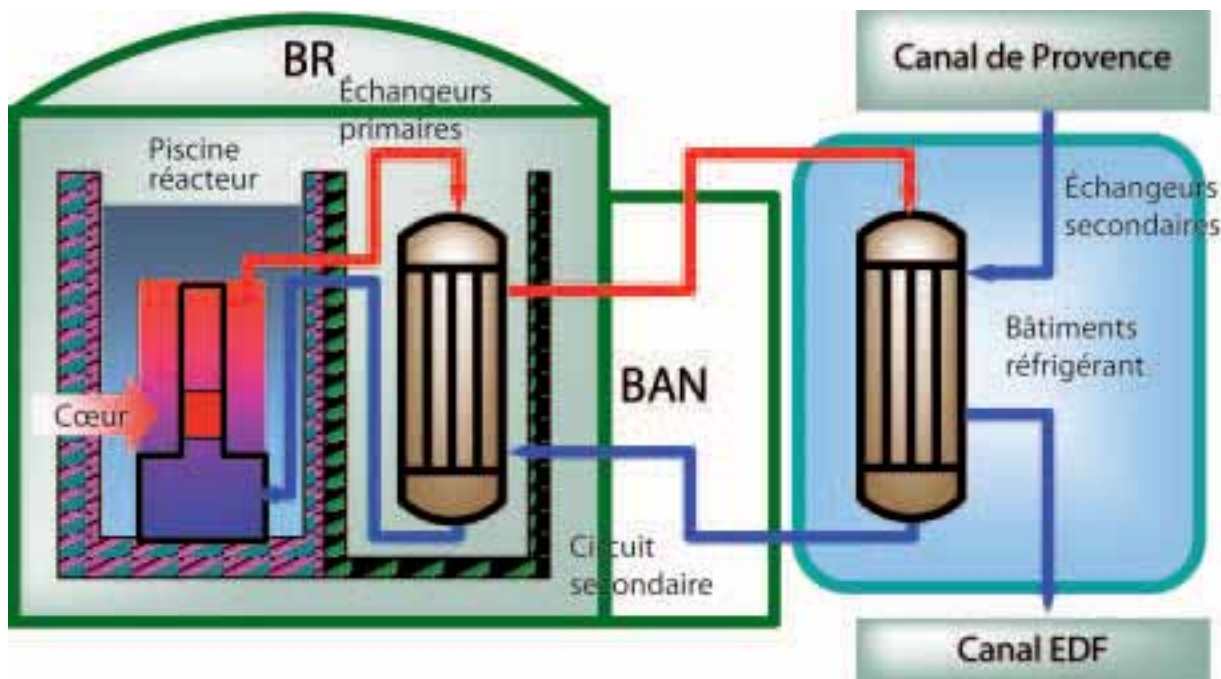


Schéma des circuits de refroidissement

Circuits de réfrigération

Le circuit primaire est refroidi par un circuit intermédiaire fermé et en surpression permettant de transférer la chaleur du circuit primaire vers le circuit de réfrigération externe. De cette façon, le circuit secondaire reste parfaitement propre, même en cas de petite fuite d'un échangeur primaire/secondaire.

En cas de brèche, des lignes auxiliaires permettent aux pompes primaires d'aspirer directement dans la piscine et de maintenir le débit cœur pendant le transitoire d'arrêt d'urgence.

Des circuits de sauvegarde doublés réfrigèrent le cœur lors d'accidents de débit :

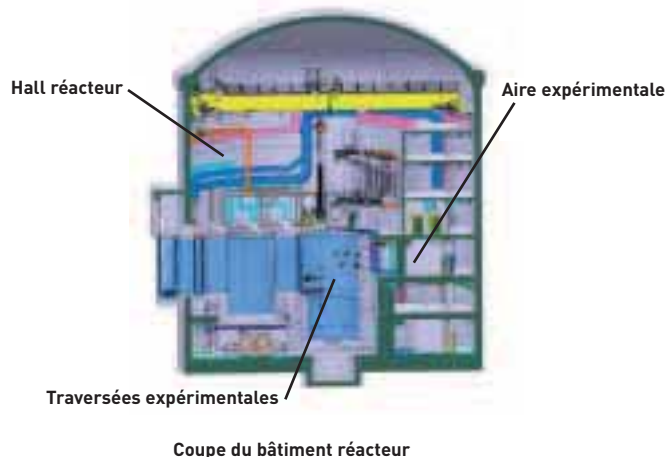
- un circuit cœur raccordé au circuit primaire normal, lui-même refroidi par un circuit raccordé aux piscines du bâtiment du réacteur ;
- un circuit piscine, refroidi par un circuit secondaire qui passe dans des réfrigérants eau-air à l'extérieur.

Séparation des activités d'irradiation et de traitement des expériences

Les expériences nécessitent des moyens importants pour la préparation et l'exploitation, l'acquisition de données en ligne en cours d'irradiation ainsi que le traitement hors irradiation des échantillons (examens non destructifs, conditionnement, et expédition des échantillons).

Une répartition des activités selon leur type et les risques qu'elles engendrent a été choisie, limitant ainsi les interactions entre ces différentes activités. Ce principe a conduit à séparer les activités dans deux bâtiments nucléaires, permettant ainsi d'isoler :

- les systèmes relatifs à l'activité support de préparation et de traitement pré et post-irradiation des expériences dans un bâtiment des annexes nucléaires incluant notamment des piscines d'entreposage et de travail, des cellules chaudes et des laboratoires ;
- les systèmes propres au réacteur et aux expériences en cours d'irradiation au sein d'un bâtiment du réacteur. Ces deux types de systèmes sont également séparés au sein de ce bâtiment en une zone d'exploitation du réacteur et une zone d'exploitation des expériences en cœur, présentées plus loin.



Cette répartition se traduit par une séparation physique des systèmes, des accès, de la ventilation, des alimentations électriques et du contrôle commande.

Prise en compte du caractère expérimental de l'installation

On a vu que le réacteur pouvait recevoir un grand nombre d'expériences, sur des matériaux ou sur du combustible non qualifié. Pour se prémunir de risques éventuels de dispersion, les échantillons sont en général contenus dans une ou plusieurs enveloppes. Le dispositif peut aussi avoir pour rôle de placer l'échantillon à des conditions expérimentales spécifiques (fluide, température, pression), et de permettre les mesures prévues.

La charge expérimentale peut être variable d'un cycle à l'autre, voire en cours de cycle donc, pour garantir un niveau cohérent de sûreté, les risques d'un dispositif sont comparés à des critères relais. Les critères retenus portent sur chacun des différents potentiels agressifs de l'expérience: poids en réactivité, potentiel énergétique, potentiel radiologique. Le nombre de lignes de défense nécessaire vis-à-vis des agressions par le dispositif doit alors être adapté à ce potentiel. Par exemple, si l'éjection d'un dispositif conduit à une insertion de réactivité occasionnant une fusion de combustible du cœur, cette éjection devra être interdite par deux moyens distincts.

Une partie de l'étude de l'installation a consisté à concevoir et évaluer des systèmes permettant de limiter les contraintes sur les dispositifs expérimentaux. Par exemple:

- certains dispositifs expérimentaux seront installés dans des tubes qui, en cas de défaillance du dispositif, protègent le reste du cœur et de la charge expérimentale;
- le caisson cœur est protégé d'une surpression excessive due à l'éclatement d'un dispositif, par un disque de rupture en sortie cœur.

Prise en compte d'un accident grave à la conception

Cet accident considère une fusion / destruction du cœur, à caractère explosif, consécutivement à une injection très importante de réactivité. L'objectif de conception est de dimensionner le confinement du réacteur de manière à ce que les conséquences radiologiques potentielles d'un tel accident ne nécessitent pas de contre-mesure vis-à-vis des

populations (pas de nécessité de mise à l'abri, pas de nécessité d'évacuation, pas de nécessité de prise de pastilles d'iode).

Cet accident a conduit à retenir:

- une enceinte en béton précontraint pour le bâtiment réacteur permettant de garantir un bon niveau d'étanchéité lors de l'accident;
- une orientation de toutes les traversées vers une zone particulière du BAN dite zone de reprise des fuites (ZRF) constituant de fait une double enceinte.

Conclusion

La conception du RJH vise à en faire une plateforme intégrée et polyvalente d'irradiations expérimentales avec des performances élevées et le respect des exigences de sûreté les plus modernes.

La démarche de conception mise en œuvre a été fortement orientée vers la prise en compte du cycle de vie des expériences afin de garantir une fluidité des différentes opérations.

Le projet est actuellement en phase d'études détaillées, d'instruction du rapport préliminaire de sûreté, et de qualification des composants tels l'élément combustible, les appuis parasismiques, le caisson primaire et les mécanismes de barres. L'ouverture du site ou chantier de réalisation est prévue en juin de cette année.

L'engagement fort des équipes de maîtrise d'œuvre d'AREVA TA, d'AREVA NP et d'EDF, ainsi que de l'équipe de maîtrise d'ouvrage du CEA, permet de garantir la cohérence du projet pour aboutir à une mise en service en 2014. ■



Le programme de l'AIEA sur la sûreté des réacteurs de recherche

The AIEA programme on research reactor safety

par Hassan Abou Yehia, chef du service sûreté des réacteurs de recherche – Division de la sûreté des installations nucléaires – AIEA

Tout au long de l'histoire de la technologie nucléaire, les réacteurs de recherche ont joué un rôle déterminant. Ils ont contribué à l'évolution et à l'utilisation de la science nucléaire, à l'éducation et à la formation des scientifiques et ingénieurs, tout en s'avérant utiles dans de nombreux domaines d'application de la technologie nucléaire. Veiller à la sûreté d'exploitation de ces réacteurs est capital pour l'avenir de l'ensemble de la communauté nucléaire. Dans le cadre de ses activités de coordination et de promotion au niveau international, l'AIEA a contribué dans une large mesure, *via* ses programmes et activités, à l'excellence des résultats obtenus en matière de sûreté d'exploitation des réacteurs.

Récemment, une analyse des informations recueillies par l'AIEA au cours de différentes activités sur ce type de réacteurs a permis d'établir des séries de données quantitatives, dont l'analyse a joué un rôle dans l'identification des points préoccupants pour la sûreté, qui nécessitent une attention accrue. Le programme de l'AIEA sur la sûreté des réacteurs de recherche a été élaboré en intégrant à la fois ces différents éléments et les défis à venir. Il se compose de quatre volets-clés : renforcer la sûreté des réacteurs de recherche, contrôler et renforcer la sûreté des réacteurs de recherche faisant l'objet d'un accord de projet et de fourniture avec l'AIEA, favori-

ser l'échange d'informations au niveau international sur la sûreté des réacteurs de recherche et apporter une aide sur des considérations de sûreté liées à la protection contre le sabotage.

Sûreté des réacteurs de recherche : questions et tendances récurrentes

D'après la base de données de l'AIEA sur les réacteurs de recherche (RRDB), 250 réacteurs sont actuellement en service dans le monde, 248 sont à l'arrêt et 170 ont été déclassés. Les deux tiers des réacteurs en service ont plus de 30 ans. Il ressort de l'analyse des incidents déclarés dans le cadre du système de notification prévu à cet effet¹ que le vieillissement des composants est l'une des principales causes incriminées, étant invoqué dans plus de 50% des cas. Bien que de nombreux réacteurs parmi les plus anciens aient été modernisés afin de satisfaire aux exigences actuelles en matière de sûreté, le vieillissement des systèmes et des composants, y compris l'obsolescence des systèmes de contrôle-commande, est considéré comme un enjeu de sûreté majeur.

S'agissant des 248 réacteurs à l'arrêt, certains seront remis en service, d'autres sont en voie ou en attente de déclassement, d'autres enfin sont en arrêt prolongé sans perspectives claires quant à leur avenir. Il arrive aussi que le programme d'exploitation de certains réacteurs soit très limité en raison de projets de réutilisation insuffisants ou du manque de ressources. Les conséquences d'une telle situation sur le respect des conditions d'autorisation ne sont pas suffisamment prises en compte par les organismes exploitants et réglementaires. Les principales préoccupations en matière de sûreté des réacteurs ont trait à la formation

Executive Summary

A review on the status of the safety of research reactors is briefly presented and discussed together with the safety issues and trends common to research reactors worldwide. The IAEA programme on research reactors safety was developed taking into account these safety issues as well as future challenges. It entails main four projects: enhancing the safety of research reactors, monitoring and safety enhancement of research reactors under project and supply agreement with the IAEA, fostering international exchange of information on research reactor safety, and assisting on safety aspects related to protection against sabotage for research reactors. The programme implementation strategy and its detailed activities are also presented.

1. Système IRSRR: Système de notification des incidents concernant les réacteurs de recherche.



Site du réacteur 14 MW TRIGA en Roumanie

et la qualification du personnel, à la maintenance des systèmes et des composants et à la mise à jour de la documentation relative à la sûreté.

Les résultats des missions d'examen de la sûreté ont fait l'objet d'analyses qui ont permis d'identifier les enjeux et tendances récurrents en matière de sûreté, bien que les observations formulées et les points soulevés au cours de ces missions aient été spécifiques aux problèmes de chaque réacteur.

Pour de nombreux réacteurs, l'analyse des résultats des dernières missions a révélé le caractère obsolète ou incomplet de la documentation relative à la sûreté (rapport de sûreté, limites et conditions d'exploitation, plans d'urgence, etc.) et le manque de plans de déclassement. Par ailleurs, cette analyse a également mis en évidence la nécessité de mettre en place un organisme de réglementation indépendant dans de nombreux États membres de l'AIEA et plus particulièrement d'améliorer les capacités de cet organisme en matière d'examen et d'évaluation des études de sûreté. En conclusion, il s'avère que le contrôle réglementaire inadéquat des réacteurs de recherche constitue un enjeu de sûreté permanent et particulièrement important.

Le Code de conduite de l'AIEA pour la sûreté des réacteurs de recherche a été élaboré en 2004. Il fournit des lignes directrices pour l'élaboration et l'har-

monisation des pratiques nationales, des lois et des réglementations et définit les caractéristiques souhaitables de la gestion de la sûreté des réacteurs de recherche. Deux réunions régionales sur l'application des dispositions du Code ont été organisées par l'AIEA en 2006. Les résultats des auto-évaluations effectuées par les États membres participants, destinées à mettre en évidence l'état des infrastructures de sûreté et à identifier les aspects à améliorer, ont révélé la nécessité commune :

- d'accorder une plus grande attention à la mise en œuvre des modifications et des expériences ;
- de définir des critères pour la réévaluation des sites des réacteurs de recherche existants ;
- de tenir compte des facteurs humains tout au long de la durée de vie des réacteurs ;
- d'améliorer la préparation de la documentation relative à la sûreté aux fins de déclassement et d'établir des critères pour la levée du contrôle réglementaire sur les réacteurs de recherche déclassés.

Les enjeux auxquels l'AIEA devra faire face incluent, outre les questions de sûreté énoncées plus haut, la nécessité de se préoccuper des considérations de sûreté liées à la conversion de l'uranium hautement enrichi en uranium faiblement enrichi, de développer des capacités d'auto-évaluation aux fins d'examen de sûreté dans les États membres et d'instaurer une coordination avec d'autres organisations internationales exerçant des activités en



rapport avec la sûreté des réacteurs de recherche, pour veiller à la cohérence de leurs programmes.

Programme et activités de l'AIEA relatifs à la sûreté des réacteurs de recherche

Le programme visant à améliorer la sûreté des réacteurs de recherche est articulé autour de trois axes : (a) établir des normes de sûreté de l'AIEA en tant que fondement du dispositif de sûreté des réacteurs de recherche au niveau mondial ; (b) fournir une assistance aux États membres aux fins d'une application efficace des normes de sûreté, l'accent étant mis sur le Code de conduite ; (c) favoriser la coopération mondiale et régionale en matière de sûreté des réacteurs de recherche.

Les enjeux et tendances identifiés en matière de sûreté, ainsi que les futurs défis mentionnés précédemment, sont pris en compte dans les activités détaillées du programme de l'AIEA sur la sûreté des réacteurs de recherche, qui inclut quatre volets, présentés ci-après.

Renforcer la sûreté des réacteurs de recherche

Ce projet est centré essentiellement sur la mise en place de mesures d'accompagnement aux fins d'une application efficace des dispositions du Code de conduite et des normes de sûreté de l'AIEA, sur le renforcement du contrôle réglementaire des réacteurs de recherche, la mise en œuvre des missions d'examen de la sûreté et la fourniture d'une assistance pour la résolution des problèmes de sûreté. Les tâches principales prévues dans ce cadre sont les suivantes :

- élaborer des normes de sûreté qui concourent à l'application des dispositions du Code de conduite. Les prescriptions de sûreté des réacteurs de recherche (NS-R-4) ont été publiées en 2005. Un ensemble de guides de sûreté destinés à accompagner la mise en œuvre des prescriptions de sûreté est en cours d'élaboration ;
- organiser des missions de sûreté, des réunions régionales et internationales, mais aussi des activités de formation aux niveaux national et / ou régional pour la mise en œuvre des dispositions du Code de conduite ;
- évaluer les besoins en matière de sûreté et de réglementation et fournir une assistance en vue d'améliorer le contrôle réglementaire des réacteurs de recherche ;
- mettre en œuvre des mesures d'accompagne-



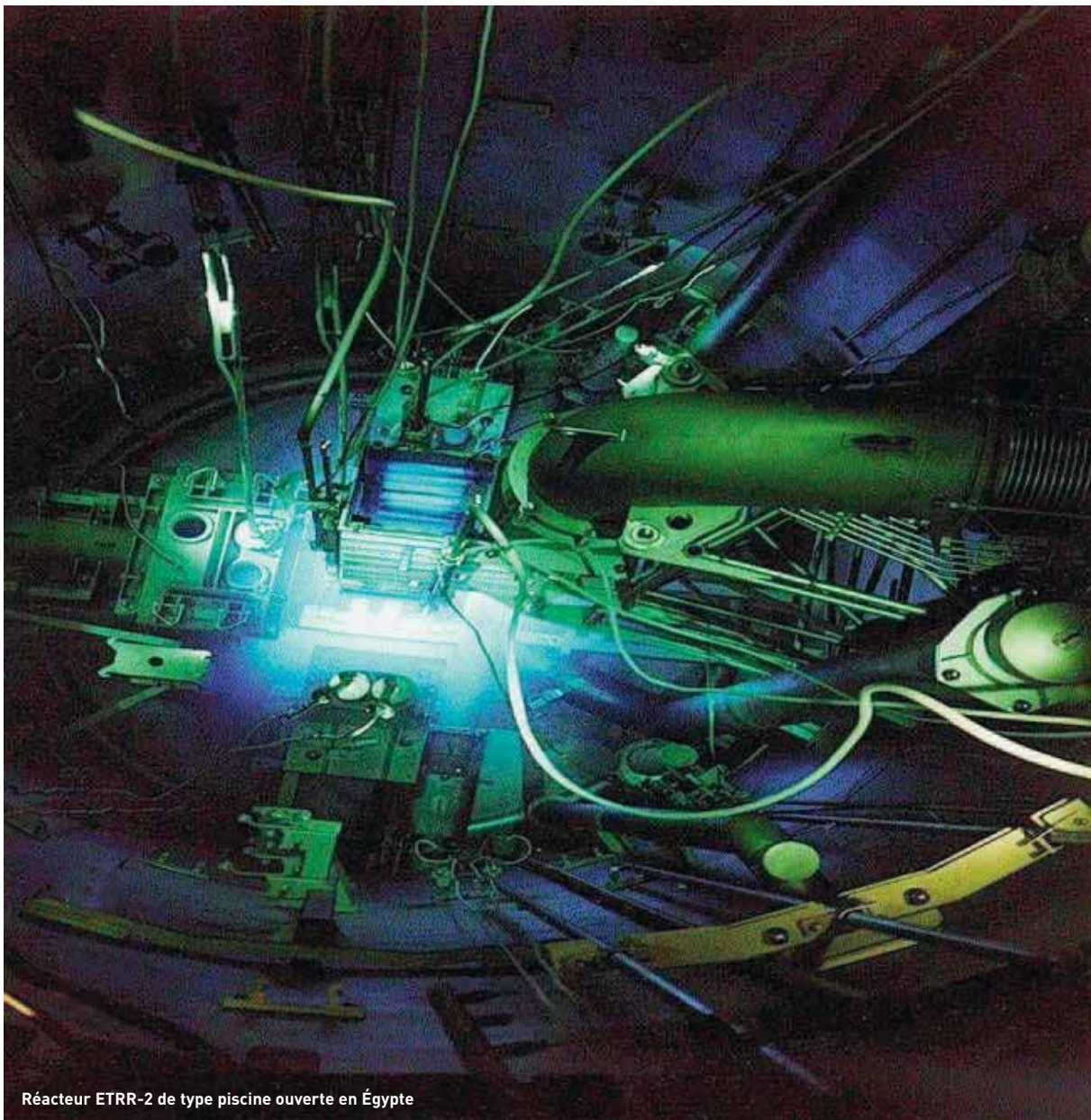
Réacteur TRR-M1 TRIGA en Thaïlande

ment pour améliorer la gestion du vieillissement, élaborer des plans de déclassement, gérer et convertir le combustible, sensibiliser davantage à la sûreté des expériences, et mettre en œuvre / améliorer les systèmes de gestion ;

Par ailleurs, l'AIEA définira des orientations pour l'examen périodique de la sûreté et apportera une assistance aux États membres en vue de renforcer leurs capacités d'auto-évaluation et de mettre en œuvre les recommandations découlant des missions d'examen de la sûreté.

Contrôler et renforcer la sûreté des réacteurs de recherche faisant l'objet d'un d'accord

On dénombre à l'heure actuelle 35 réacteurs de recherche, situés dans 27 pays, pour lesquels un accord de projet et de fourniture a été conclu avec l'AIEA. Ces accords prévoient généralement que le pays bénéficiant d'une assistance pour acquérir et / ou exploiter un réacteur de recherche doit appliquer les normes et mesures de sûreté de l'AIEA selon les modalités fixées. Dans le cadre de ce projet, les réacteurs font régulièrement l'objet de missions d'examen de la sûreté destinées à vérifier leur conformité aux normes internationales correspondantes. L'AIEA garantit le maintien du système de suivi destiné à contrôler la sûreté des réacteurs. Ce système repose sur la collecte et l'analyse de données relatives à des indicateurs de performance en matière de sûreté et sur la transmission de l'expérience d'exploitation.



Réacteur ETRR-2 de type piscine ouverte en Égypte

Encourager l'échange d'informations sur des considérations de sûreté en rapport avec les réacteurs de recherche

Ce projet vise à faciliter l'amélioration des pratiques d'exploitation et l'échange d'informations sur les enseignements tirés des incidents. Les activités principales prévues dans ce cadre sont les suivantes :

- gérer la base de données IRSRR et organiser des réunions pour partager les retours d'expérience en matière d'exploitation ; analyser les incidents et les résultats obtenus dans le cadre des missions d'examen de la sûreté, en vue d'identifier les principaux enjeux et tendances ;
- promouvoir l'exploitation des résultats obtenus

dans le cadre de l'évaluation de la sûreté et harmoniser les approches et données utilisées dans les analyses de sûreté via l'élaboration et la réalisation de projets de recherche coordonnés ;

- instaurer une coopération avec d'autres organisations internationales sur des questions de sûreté propres aux réacteurs de recherche.

Dans le cadre de ce projet, un forum Internet sera créé en vue de permettre un échange d'informations en continu sur des considérations de sûreté. Ces informations seront à la disposition de l'ensemble de la communauté des réacteurs de recherche : exploitants, organismes de réglementation, concepteurs et constructeurs, utilisateurs et fournisseurs. Cet outil contribuera à réduire l'isolement des petites organisations dotées de ressources limitées.



Apporter une aide sur des considérations de sûreté liées à la protection contre le sabotage

Ce projet a pour objectif d'améliorer la protection des réacteurs de recherche contre le sabotage, de sensibiliser davantage à la synergie entre sûreté et sécurité, tout en contribuant à développer les moyens de l'autorité de réglementation pour concevoir les méthodologies d'évaluation et d'amélioration de cette synergie. Les activités prévues dans le cadre de ce projet incluent l'élaboration de recommandations destinées à identifier et évaluer la vulnérabilité et les conséquences radiologiques en cas de sabotage des réacteurs de recherche, pour y faire face et les atténuer.

Conclusion

L'analyse des données et informations obtenues dans le cadre des différentes activités de l'AIEA a permis d'identifier d'importants enjeux de sûreté pour les réacteurs de recherche du monde entier.

Ces problèmes sont principalement liés au vieillissement des installations, à l'insuffisance du contrôle réglementaire, au caractère obsolète ou incomplet de la documentation relative à la sûreté et à l'absence de plans de déclassement. D'autres points nécessitent également une attention accrue, notamment l'instauration d'un système de gestion / d'une assurance de la qualité efficaces, la culture de sûreté, les programmes de gestion des déchets et les plans d'intervention hors site.

Le programme de l'AIEA sur la sûreté des réacteurs de recherche tient compte de ces éléments. À l'heure actuelle, il est centré à la fois sur la mise en place de mesures d'accompagnement en vue d'une application efficace des dispositions du "Code de conduite pour la sûreté des réacteurs de recherche" et sur l'enrichissement du corpus de normes de sûreté destinées à promouvoir cette application. Priorité est donnée à l'amélioration du contrôle réglementaire des réacteurs de recherche, aux capacités d'auto-évaluation et aux échanges d'expérience. ■

Les normes de sûreté de l'AIEA pour les réacteurs de recherche

IAEA safety standards for research reactors

par **Hassan Abou Yehia**, chef du service sûreté des réacteurs de recherche – Division de la sûreté des installations nucléaires – AIEA

Les normes de sûreté de l'AIEA sont constituées de trois catégories: les fondements de sûreté, les prescriptions de sûreté et les guides de sûreté. Les fondements de sûreté présentent les objectifs, notions et principes qui constituent la base des normes et des programmes de l'AIEA en matière de sûreté. Les recommandations et les orientations pour l'application des prescriptions sont réunies dans les guides de sûreté.

Les normes de sûreté de l'AIEA applicables aux réacteurs de recherche incluent l'ensemble des prescriptions et des recommandations techniques principales pour parvenir à un plus haut niveau de sûreté. Les prescriptions de sûreté pour les réacteurs de recherche (NS-R-4) ont été publiées en 2005. Ce document couvre des aspects essentiels, notamment le contrôle réglementaire, la gestion, la vérification de la sûreté, l'assurance de la qualité et l'évaluation du site. Il tient également compte de toutes les grandes étapes de la vie des réacteurs de recherche, de l'évaluation du site au déclassement, en passant par la conception, la construction, la mise en service, l'exploitation, l'utilisation et la modification. La norme NS-R-4 est complétée par un certain nombre de guides de sûreté déjà publiés ou en cours de préparation.

Processus d'élaboration des normes de sûreté

Les normes de sûreté sont l'œuvre commune du secrétariat de l'AIEA, de quatre comités spécialisés (compétents dans les domaines de la sûreté nucléaire, radiologique, des déchets radioactifs et du transport des matières radioactives), de la Commission des normes de sûreté (CSS) et des États membres. C'est la Commission qui supervise l'ensemble de ce programme. Le schéma 1 présente le processus d'élaboration des nouvelles normes ou de révision des normes existantes.

Des organisations internationales spécialisées participent également à l'élaboration des normes de sûreté, soit en contribuant à leur rédaction, soit en faisant part de leurs observations sur certains documents. Grâce à ce processus, les normes de sûreté traduisent un consensus entre les États membres de l'AIEA. Toutes les normes de sûreté sont réexaminées cinq ans après leur publication pour déterminer si une révision s'impose.

Structure des normes de sûreté de l'AIEA

À l'heure actuelle, les normes de sûreté de l'AIEA sont classées en deux grandes catégories: les normes thématiques et les normes spécifiques à un type d'installation. En fonction de cette répartition, des prescriptions de sûreté distinctes sont établies pour des domaines transversaux (thématiques) et des installations spécifiques (centrales nucléaires, réacteurs de recherche, installations du cycle du combustible). Les guides de sûreté élaborés pour les domaines thématiques sont peu nombreux, au contraire de ceux qui sont établis en rapport avec les normes spécifiques à un type d'installation.

Executive Summary

The general structure of the IAEA Safety Standards and the process for their development and revision are briefly presented and discussed together with the progress achieved in the development of Safety Standards for research reactor. These documents provide the safety requirements and the key technical recommendations to achieve enhanced safety. They are intended for use by all organizations involved in safety of research reactors and developed in a way that allows them to be incorporated into national laws and regulations.

Completing the corpus of the Safety Standards for research reactors and promoting their application are key activities that support the effective application of the "Code of Conduct on the Safety of research reactors", which is an important part of the IAEA programme on research reactors safety.



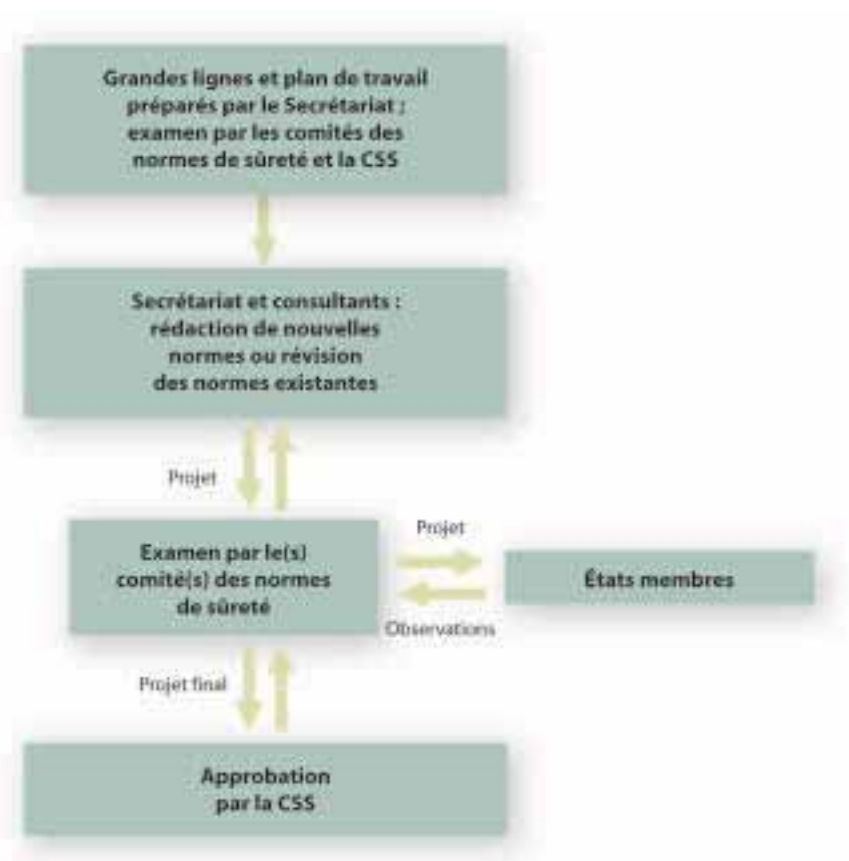


Schéma 1 : processus d'élaboration ou de révision d'une norme

En 2006, l'AIEA a proposé une nouvelle structure, qui vise à préserver un lien logique à la fois entre les fondements de sûreté récemment publiés et les prescriptions de sûreté et entre ces dernières et les guides de sûreté. Le schéma 2 présente la nouvelle structure proposée. Établie sur la base de la structure existante, elle garde la classification en deux catégories précitée, mais rationalise les normes de sûreté en combinant davantage des domaines thématiques apparentés et en réaffectant des domaines susceptibles d'être traités plus efficacement en fonction du type d'installation, tout en maintenant un nombre raisonnable de normes de sûreté.

Selon la nouvelle structure, un seul document sera publié en rapport avec les domaines thématiques (Prescriptions générales de sûreté), tandis que d'autres seront consacrés à différents types d'installations ou d'activités spécifiques. La même approche que celle utilisée pour les fondements de sûreté sera adoptée, à savoir l'harmonisation et l'intégration de tous les domaines (sûreté nucléaire, radiologique, des déchets et du transport). Cette nouvelle structure ne devrait entraîner aucun changement notable pour les normes de sûreté pour les

réacteurs de recherche. Certains guides de sûreté relatifs aux réacteurs de recherche vont être fusionnés, en conservant une approche conviviale.

La transition vers la nouvelle structure se fera de manière progressive, au fur et à mesure de la révision, en temps utile, des normes de sûreté. Au cours de cette période, toutes les normes de sûreté publiées seront encore valides, y compris celles qu'il est prévu de fusionner.

Normes de sûreté de l'AIEA pour les réacteurs de recherche

Un ensemble de normes de sûreté est établi dans le cadre du programme de l'AIEA sur la sûreté des réacteurs de recherche. Alors que la majorité de ces normes sont classées dans la catégorie des normes spécifiques à un type d'installation, d'autres domaines de sûreté importants sont couverts par les normes de la catégorie thématique (ex. : préparation aux situations d'urgence et organisation de crise). Onze guides de sûreté propres aux réacteurs de recherche se trouvent actuellement à différents stades d'élaboration. Quatre d'entre eux ont d'ores et déjà été publiés, cinq sont

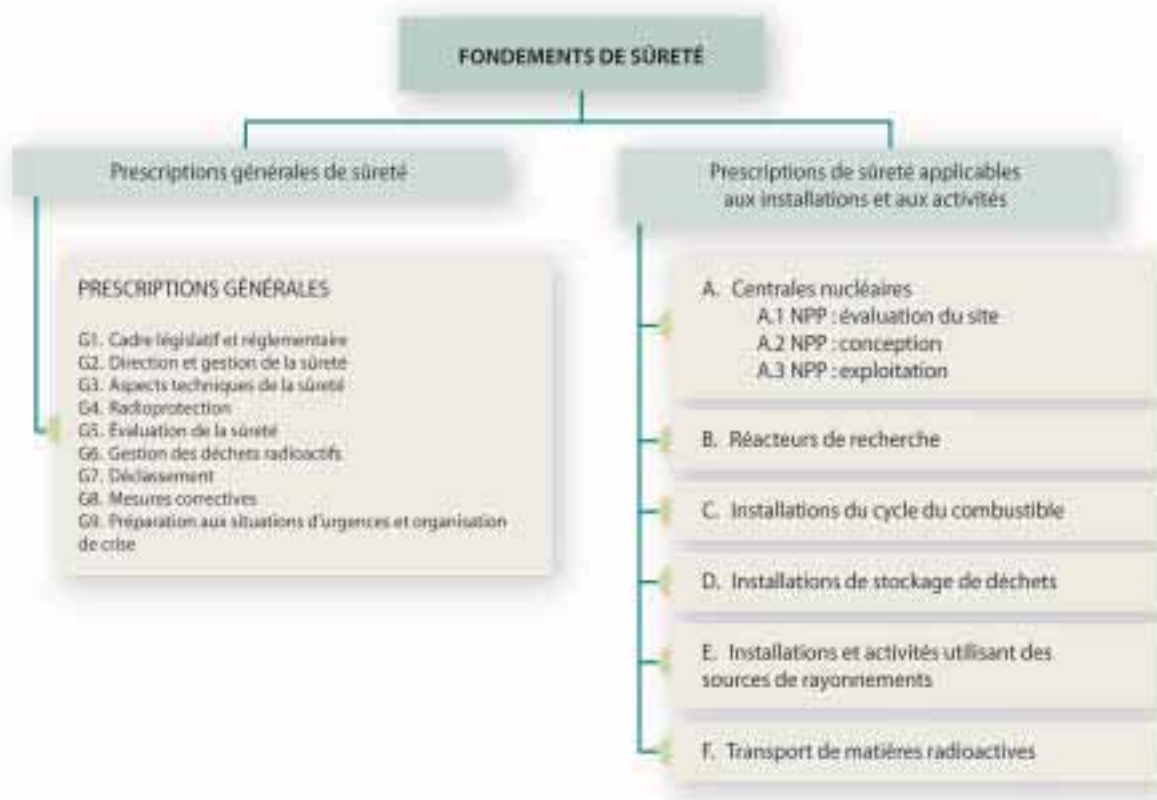


Schéma 2 : nouvelle structure proposée pour les normes de sûreté de l'AIEA

en cours d'examen final et devraient être publiés bientôt, deux enfin sont en préparation.

Ces guides de sûreté sont destinés à tous les organismes impliqués dans la sûreté des réacteurs de recherche, ce qui comprend les organismes exploitants, les organismes de réglementation, les utilisateurs, les concepteurs et les fournisseurs. Ils sont rédigés de manière à pouvoir être utilisés dans l'élaboration des réglementations nationales. Leur portée est limitée à celle de la norme NS-R-4, qui concerne différents types de réacteurs refroidis à l'eau d'une puissance de plusieurs dizaines de mégawatts. Pour les autres réacteurs de recherche, ou pour les réacteurs de puissance supérieure, il est possible de trouver des recommandations supplémentaires dans les normes de sûreté relatives aux réacteurs de puissance. Les points suivants donnent une description de ces guides de sûreté.

Les normes de sûreté publiées

Collection Sécurité n° 35-G1 - Évaluation de la sûreté des réacteurs de recherche et établissement du rapport de sûreté: il s'agit d'orientations, d'une

part, pour la préparation, l'examen et l'évaluation de la documentation relative à la sûreté et, d'autre part, pour la préparation du rapport de sûreté. Cette norme est plus particulièrement adaptée aux étapes de la conception et de la construction des réacteurs de recherche. Ce document n'est pas seulement utile dans le cadre des procédures d'autorisation pour les réacteurs de recherche, il l'est aussi lors du renouvellement des autorisations et des réévaluations des réacteurs existants.



Collection sûreté n° 35-G2 de l'AIEA

Collection Sécurité n° 35-G2 - Guide de sûreté: la sûreté dans le cadre de l'utilisation et de la modification des réacteurs de recherche: ce document présente des recommandations en matière de sûreté pour l'utilisation et la modification des réacteurs de recherche. Applicable en premier lieu aux



réacteurs de recherche existants, ce guide de sûreté est aussi recommandé aux organismes qui envisagent de mener de nouvelles expériences.

Les deux documents précités sont actuellement en cours de révision pour vérifier leur cohérence par rapport à la norme NS-R-4 et insérer le nouveau principe d'un système de gestion intégré.

NS-G-4.1 - Mise en service des réacteurs de recherche : la mise en service est l'une des étapes les plus importantes de la vie d'un réacteur, d'où la nécessité de disposer d'orientations appropriées pour mener ce processus à bien. Bien que ce guide de sûreté soit initialement dédié à la mise en service des réacteurs de recherche nouvellement conçus et construits, il est également adapté à la remise en service d'un réacteur de recherche (notamment après un arrêt prolongé), à la mise en service de nouveaux dispositifs expérimentaux et aux processus de modification des réacteurs.

NS-G-4.2 - Maintenance, essais périodiques et inspections des réacteurs de recherche : ce document présente un large éventail de pratiques internationales, notamment en ce qui concerne la maintenance préventive et corrective des systèmes, structures et composants, les essais périodiques destinés à s'assurer que les opérations se déroulent dans les limites et conditions d'exploitation prévues, et les inspections inopinées.

Les normes de sûreté en phase d'achèvement

DS261 - Limites et conditions d'exploitation ; procédures d'exploitation des réacteurs de recherche : il s'agit d'orientations sur l'établissement et la présentation des limites et conditions d'exploitation, mais aussi des procédures d'exploitation. Des recommandations détaillées sont notamment fournies sur leur élaboration, leur contenu et leur mise en œuvre, aussi bien pour l'exploitation des réacteurs de recherche que pour les expériences. Bien que ce guide de sûreté soit plutôt conçu pour l'établissement des limites et conditions d'exploitation dans un document à part, il s'avère également utile pour les cas où ces limites et conditions sont présentées dans le cadre du rapport de sûreté.

DS325 - L'organisme exploitant et le recrutement, la formation et la qualification du personnel attaché aux réacteurs de recherche : l'élaboration de ce document a été guidée par l'idée que, pour garantir la sûreté de l'exploitation des réacteurs de

recherche, il est nécessaire de mettre en place une structure organisationnelle appropriée, clairement définie et dotée de gestionnaires compétents et d'un personnel qualifié, conscients des exigences techniques et administratives en matière de sûreté et se montrant positifs face à la culture de sûreté. Ce guide fournit des orientations générales sur la nature de l'organisme exploitant d'un réacteur de recherche et sur le recrutement, la formation et la qualification du personnel, sur la base des meilleures pratiques internationales. Des aménagements spécifiques pour des types de réacteur et des situations d'exploitation différents peuvent découler de ces orientations générales.

DS340 - Radioprotection et programme de gestion des déchets radioactifs dans le cadre de la conception et de l'exploitation des réacteurs de recherche : ce guide de sûreté fournit des recommandations générales sur la radioprotection et la gestion des déchets radioactifs dans les installations des réacteurs de recherche. Il identifie à la fois des éléments importants qu'il conviendrait de prendre en compte au stade de la conception pour faciliter la radioprotection et la gestion des déchets, et les bonnes pratiques à adopter pour les programmes correspondants et leur optimisation au cours de l'exploitation.

DS350 - Gestion du cœur et manutention du combustible dans les réacteurs de recherche : ce guide de sûreté traite des activités de gestion du cœur et de manutention du combustible qu'il serait bon d'entreprendre pour optimiser l'exploitation du cœur du réacteur et l'utilisation du réacteur sans préjudice des limites imposées par les considérations de sûreté et de conception relatives aux assemblages combustibles et au réacteur dans son ensemble. Les objectifs de sûreté des programmes de gestion du cœur et de manutention du combustible sont également présentés, avec les tâches à réaliser pour les atteindre.

DS351 - L'utilisation d'une approche progressive dans l'application des prescriptions de sûreté relatives aux réacteurs de recherche : si l'ensemble des exigences et recommandations fournies par les documents précités devraient être prises en compte, il se peut que certaines d'entre elles ne soient pas applicables à des réacteurs de recherche à faible risque, caractérisés par une puissance de l'ordre de plusieurs dizaines de kilowatts ou par des assemblages critiques. Ces exigences et recommandations devraient être classées en fonction de leur applicabilité à un réacteur de recherche donné. Ce guide de

sûreté contient une méthodologie et des recommandations pratiques pour cette classification, et ce pour les différentes phases de la vie d'un réacteur de recherche.

Les normes de sûreté en préparation

Deux guides de sûreté sont en préparation. Le premier document, relatif à la gestion du vieillissement des réacteurs de recherche, présente des orientations pour l'établissement d'un programme de gestion du vieillissement en fonction de l'état réel de l'installation. Le second guide traite du système de contrôle-commande et du logiciel correspondant, qui sont essentiels à la sûreté des réacteurs de recherche.

Documents de référence (rapports de sûreté, documents [TECDOC] et rapports techniques)

Ces documents n'établissent aucune prescription ou recommandation et ne sont destinés qu'à enrichir les guides de sûreté. Ils fournissent des informations techniques, des exemples pratiques et des méthodes détaillées, qui peuvent servir à mettre en œuvre les recommandations figurant dans les guides de sûreté. Beaucoup d'entre eux concernent les réacteurs de recherche. Ils couvrent plusieurs domaines importants tels que la conversion du cœur, l'évaluation du site, les plans stratégiques, le vieillissement, les arrêts prolongés et le déclassement. Trois documents utiles concernant les analyses de sûreté, l'évaluation du terme source et la mise en œuvre du système de gestion des réacteurs de recherche sont en cours de publication.

Application des normes de sûreté de l'AIEA

Pour une mise en œuvre efficace du Code de conduite pour la sûreté des réacteurs de recherche, les États membres sont encouragés à appliquer, par le biais de leur réglementation nationale, les

normes de sûreté de l'AIEA relatives aux réacteurs de recherche et à l'infrastructure législative et gouvernementale pour la sûreté nucléaire, la sûreté radiologique, la sûreté des déchets radioactifs et la sûreté du transport. C'est sur la base de ces normes que l'AIEA procède aux examens de sûreté.

Par le biais de son programme sur la sûreté des réacteurs de recherche, l'AIEA donne priorité aux activités liées à la finalisation des normes de sûreté qui favorisent l'application du Code de conduite et à la promotion d'une utilisation appropriée de ces normes, ce qui inclut la fourniture de l'assistance et de la formation requises.

Conclusion

Les normes de sûreté de l'AIEA sont l'expression d'un consensus international sur ce qui constitue un niveau élevé de sûreté pour la protection des personnes et de l'environnement. Des progrès remarquables ont été enregistrés dans l'élaboration de normes de sûreté pour les réacteurs de recherche. Ces documents présentent les prescriptions de sûreté et les recommandations techniques principales pour parvenir à un plus haut niveau de sûreté. Destinées à tous les organismes impliqués dans la sûreté des réacteurs de recherche, ces normes sont élaborées de manière à pouvoir être intégrées dans les législations et réglementations nationales et utilisées pour l'établissement d'orientations réglementaires nationales. La nouvelle structure des normes de l'AIEA qui est proposée ne modifie pas en profondeur l'organisation existante des normes de sûreté des réacteurs de recherche.

L'achèvement du corpus de normes de sûreté pour les réacteurs de recherche et la promotion de son application contribuent activement à la mise en œuvre du "Code de conduite pour la sûreté des réacteurs de recherche", un élément-clé du programme correspondant de l'AIEA. ■



Le réacteur rapide expérimental chinois

China experimental fast reactor

par **Xin Tianmin**, directeur de la Division de la sûreté nucléaire – Institut d'ingénierie nucléaire de Pékin et **Lin Cunren**, ingénieur au Centre d'étude de sûreté nucléaire de Pékin et chef de projet du CEFR

Le premier réacteur rapide expérimental chinois (CEFR) se trouve au sud-ouest de Pékin, dans l'enceinte de l'Institut chinois de l'énergie atomique. Il s'agit d'un réacteur piscine refroidi au sodium.

Objet du CEFR

À court terme, le CEFR aura pour principal objet d'accumuler de l'expérience, notamment en matière de :

- vérification et validation des codes de calcul ;
- contrôle de la pertinence des critères et des normes ;
- collecte et tri des données relatives au réacteur rapide.

À long terme, l'objet du CEFR portera, entre autres, sur les activités suivantes :

- accumulation d'expérience en exploitation ;
- essais d'irradiation de combustibles et de matières ;
- mise à l'épreuve de composés du sodium.

Fonction de sûreté du CEFR

Les coefficients de température et de puissance sont fixés de manière à rester négatifs quelles que soient les modifications apportées aux paramètres du réacteur.

La conception du CEFR empêche l'insertion de réactivité positive en situation d'exploitation ou d'accident.

• Contrôle de la réactivité

Deux systèmes d'arrêt coexistent. Le premier est composé de trois barres de compensation et de deux barres de pilotage ; le second de trois barres de sûreté. Chacun de ces deux systèmes peut, à lui seul, remplir la fonction de mise à l'arrêt, conformément au critère de la "barre défaillante" (*stuck rod criterion*), et faire passer le réacteur en mode arrêt à chaud. Le premier système est également capable de faire passer le réacteur en mode arrêt à froid avec une certaine marge d'arrêt.

• Évacuation de la chaleur résiduelle en situation d'accident

Le système d'évacuation de la chaleur résiduelle est composé de deux boucles d'une capacité de 100%, composées d'un échangeur de chaleur immergé dans du sodium chaud à l'intérieur de la cuve du réacteur et d'un échangeur de chaleur équipé d'un groupe motopompe, reliés par des tuyauteries. Exception faite du groupe motopompe, il s'agit d'un système passif.

• Système de protection contre les surpressions

La protection contre les surpressions est assurée par deux systèmes : l'un portant sur la cuve du réacteur, l'autre sur l'enceinte de confinement. Chacun de ces systèmes, de type passif, prévoit de l'espace pour les gaz et comporte une garde hydraulique, un réservoir tampon et des tuyauteries. Lorsque la pression dans la cuve du réacteur ou dans l'enceinte de confinement atteint un niveau prédéterminé, cela déclenche l'ouverture de la garde hydraulique. Les gaz radioactifs présents dans la cuve du réacteur ou dans l'enceinte de confinement sont évacués vers une chambre im-

Executive Summary

In this article, we will introduce some aspects about the CEFR to colleagues of French nuclear Safety authority.

This article includes this contents:

- 1) Purpose of CEFR.
- 2) CEFR design and safety functions.
- 3) Main safety issues arisen during PSAR assessment, their solution and cooperation with IRSN.
- 4) The licensing steps of CEFR.
- 5) The near future status of CEFR.

perméable à l'air. Après désintégration, les gaz sont filtrés, puis rejetés par une cheminée.

Problèmes de sûreté détectés au cours de l'analyse préliminaire de sûreté, solutions apportées et coopération avec l'IRSN

Dans le cadre de l'analyse préliminaire de sûreté, une attention particulière a été portée aux aspects suivants :

- 1) marge d'arrêt;
- 2) seuil de résistance à la chaleur de la gaine (limite de température avant la rupture de la gaine retenue dans le cadre de l'analyse des accidents);
- 3) problème posé par le recours à des programmes différents de calcul de dimensionnement (notamment l'application simultanée des règles russes et de l'ASME);
- 4) vibrations des équipements internes provoquées par le flux;
- 5) analyse sismique du réacteur;
- 6) spectre de réponse du plancher aux séismes;
- 7) homologation antisismique du système de commande des barres de commande;
- 8) feu de sodium;
- 9) réaction sodium/eau dans le générateur de vapeur;
- 10) système d'évacuation de la chaleur résiduelle en situation d'accident;

Conception et fonction de sûreté du CEFR

Les principales caractéristiques du CEFR

Puissance thermique	65 MW
Puissance électrique	20 MW
Cœur du réacteur – hauteur	45 cm
– équivalent diamètre	60 cm
Combustible	(Pu, UO) ₂
Puissance linéique maximale	430 W/cm
Flux neutronique	3.7×10 ¹⁵
Taux de combustion maximal lors du premier chargement de combustible	60 000 MWj/t
Température d'entrée dans le cœur	360 °C
Température de sortie du cœur	530 °C
Nombre de boucles du circuit primaire	2
Nombre de boucles du circuit secondaire	2
Durée de vie de la centrale	30 ans
Limites de dose équivalente pour la population :	
en exploitation	0.05mSv/a
en cas d'accident de dimensionnement	0.5mSv/accident
en cas d'accident hors dimensionnement	5mSv/accident



Célébration pour la mise en place du toit du bâtiment réacteur du CEFR à Pékin

- 11) obstruction de l'assemblage combustible;
- 12) LIPOSO et grippage d'une pompe primaire;
- 13) inspection en service.

Quelques précisions sont données ci-après sur les termes et expressions "feu de sodium" et "obstruction causée par l'assemblage combustible".

• Feu de sodium

Seuls les feux de sodium en nappe ont été pris en compte lors de la première phase de la conception. Par la suite, l'autorité de sûreté a demandé à l'exploitant d'étudier les feux pulvérisés, alors que



celui-ci ne disposait pas du code de calcul approprié. Nous adressons donc nos plus sincères remerciements à l'IRSN qui a bien voulu nous céder deux de ses logiciels, FEUMIX et PULSAR, et organiser une formation pour nos ingénieurs. Il a été décidé que l'exploitant peut classer les feux de sodium survenant dans le circuit secondaire parmi les accidents industriels et y remédier lui-même en l'absence attestée de risque de propagation dans le bâtiment du réacteur ; autrement dit, les feux de sodium ne doivent pas avoir d'incidence sur la mise à l'arrêt du réacteur, l'évacuation de la chaleur résiduelle et la radioactivité. En cas de feux de sodium dans le circuit primaire (système de purification du sodium), l'exploitant doit recourir aux logiciels FEUMIX et PULSAR pour mener à bien son analyse.

• Obstruction de l'assemblage combustible

Lors de la première phase de la conception, l'obstruction causée par l'assemblage combustible a été classée parmi les accidents de dimensionnement. Nous ne connaissons pas alors de méthodes de protection du réacteur en conception. Une nouvelle fois, nous devons remercier chaleureusement l'IRSN, qui nous a communiqué les pratiques en vigueur et les résultats des recherches menées en France. Après en avoir pris connaissance, nous avons décidé de considérer l'obstruction partielle comme un accident de dimensionnement et l'obstruction totale et immédiate comme un accident hors dimensionnement. Dans le cas de l'obstruction partielle, le niveau de radioactivité du gaz de couverture est le critère déterminant pour ce qui est de la protection du réacteur. Par ailleurs, pour que la situation soit considérée comme acceptable, la rupture de la gaine ne doit concerner que certains éléments combustibles. Dans le cas de l'obstruction totale et immédiate, c'est la variation du niveau de radioactivité qui joue le rôle de critère déterminant en matière de protection du réacteur et la situation n'est considérée comme acceptable que si la fusion ne concerne pas plus de sept sous-assemblages combustibles.

Procédure d'autorisation d'exploitation du CEFR

La Chine élabore actuellement une procédure d'autorisation d'exploitation du CEFR. Il reviendra à l'Administration nationale de la sûreté nucléaire (NNSA) de délivrer les autorisations requises pour les cinq principales étapes de la vie de la centrale : choix du site, construction, mise en service, exploitation et mise hors service.

• Choix du site

Le candidat soumet à la NNSA un dossier de sûreté sur le site qu'il préconise pour le CEFR. Après examen, la NNSA émet un rapport d'évaluation, sur lequel les instances gouvernementales se fonderont pour approuver le rapport de faisabilité du CEFR.

• Construction

Le candidat soumet à la NNSA sa demande d'autorisation de construction du CEFR, accompagnée des pièces nécessaires (rapport préliminaire d'analyse de la sûreté, etc.). La construction de l'îlot nucléaire ne pourra être engagée qu'après la délivrance par la NNSA du permis de construire le CEFR.

• Premier chargement de combustible et mise en service

Le candidat soumet à la NNSA sa demande d'autorisation de premier chargement de combustible dans le CEFR, accompagnée des pièces nécessaires (rapport final d'analyse de la sûreté, etc.). Ce n'est qu'une fois que la NNSA aura délivré son autorisation que seront possibles le chargement de combustible nucléaire dans le cœur du réacteur, la mise en service avec réaction nucléaire et l'augmentation de la puissance dans le cadre de l'exploitation à l'essai.

• Exploitation

Au terme de douze mois d'exploitation à l'essai, le candidat adresse à la NNSA, en temps voulu, sa demande d'autorisation d'exploitation du CEFR, accompagnée des pièces nécessaires (rapport final révisé d'analyse de la sûreté, etc.). Ce n'est qu'après l'obtention auprès de la NNSA de l'autorisation d'exploitation que l'activité du CEFR pourra être poursuivie sur le long terme.

• Mise hors service

Deux ans à l'avance, le candidat soumet à la NNSA une demande d'autorisation d'engagement des activités de mise hors service du CEFR. De même, le candidat doit présenter une demande d'autorisation, accompagnée des pièces nécessaires, à la NNSA pour pouvoir procéder à la mise hors service définitive.

Prochaines échéances pour le CEFR

L'installation de la cuve du réacteur et des équipements internes sera achevée vers la mi-2007. Les différents systèmes seront également en place d'ici peu. La salle de commande principale sera prête au troisième trimestre 2007 et le rapport final d'analyse de la sûreté, présenté à la NNSA à la fin de cette même année. La mise en service du CEFR,

sans réaction nucléaire, aura lieu à l'été 2009. La période comprise entre le second semestre 2009 et la fin du premier semestre 2010 sera consacrée au premier chargement de combustible, à la mise en service avec réaction nucléaire et à l'augmentation de la puissance. Ces opérations seront suivies de l'essai de production d'électricité et de la connexion au réseau. La période d'exploitation à l'essai pourra ensuite débuter. ■



NRG-Petten : management de la sûreté

Safety management at NRG-Petten

par **Jeannot P. Boogaard**, responsable qualité, sûreté et environnement – NRG (*Nuclear Research and consultancy Group* / Groupe de recherche et de conseil sur les questions nucléaires), Petten (Pays-Bas)

NRG développe des connaissances, des produits et des processus dans le domaine de la sûreté des applications de la technologie nucléaire en tenant compte de trois éléments-clés : l'énergie, l'environnement et la santé. Depuis plus de 45 ans, NRG s'est forgé une expérience dans le domaine nucléaire, notamment en matière d'exploitation d'un large éventail d'installations nucléaires, à savoir :

- l'exploitation du réacteur à haut flux de 45 MW pour les essais de matériaux, la production d'isotopes (à usage médical) et la thérapie par capture de neutrons par le bore (BNCT) ;
- l'exploitation d'un réacteur Argonaut à bas flux de 30 kW destiné à la formation et aux applications biologiques ;
- l'exploitation de cellules chaudes pour les essais de matériaux et la séparation isotopique ;
- la responsabilité globale d'une installation de production de molybdène ;
- l'exploitation d'une installation de décontamination et de traitement des déchets pour des services à la fois internes et externes.

Management de la sûreté

Dans le descriptif de la mission de NRG, la sûreté occupe une place de premier plan. En matière nucléaire, la priorité est donnée aux exigences de sûreté par rapport aux demandes de production. Afin de garantir le respect des objectifs fixés, il est

primordial de mettre en place un management de la sûreté de haut niveau. Un système de management de la sûreté combiné à la culture de sûreté de l'entreprise permettent de parvenir à une gestion globale de la sûreté.

Au sein de NRG, le management de la sûreté fait partie intégrante des pratiques d'exploitation, les procédures et instructions en la matière étant incluses en totalité dans le système de management intégré de NRG. Notre culture de sûreté est fondée sur les valeurs et les hypothèses de base communes définies dans notre code de conduite. Notre management de la sûreté, inscrit dans notre mission et notre politique, est reflété par les qualifications et compétences de notre personnel, ainsi que par les procédures et instructions écrites de notre système de management.

La culture de sûreté, dont les caractéristiques apparaissent de manière moins directe, est fondée sur les valeurs et hypothèses de base communes d'une organisation. L'attitude du personnel découle principalement des valeurs adoptées par cette organisation. Les aspects les plus tangibles de la culture de sûreté sont le comportement du personnel et le code de conduite de l'organisation.

Système de management intégré de NRG

NRG a élaboré un système de management conforme aux normes NEN-ISO-9001:2000 et NEN-ISO-17025:2000. Lorsque cela était nécessaire, notre système a été modifié pour satisfaire aux règles de sûreté NVR-1.3, fixées par les Pays-Bas sur la base des prescriptions de sûreté DS 338 de l'AIEA et des guides de sûreté correspondants. Ces adaptations portent principalement sur les aspects suivants : la revue de direction (*management review*), le contrôle des modifications des installations, l'exploitation et la maintenance des installations nucléaires, le contrôle des

Executive Summary

For more than 45 years, NRG has accumulated experience in the nuclear field, particularly as a licensee of a broad range of nuclear facilities, including a 45 MW high-flux reactor for testing materials, producing isotopes (for medical purposes) and therapy, using neutron capture by boron. For NRG, safety is very much at the forefront: priority is therefore given to safety requirements over and above production demands. Combining a safety management system with the corporate safety culture has led to an overall safety management system. In 2003, NRG also set about enhancing its organisation to focus on training and human factors.



Figure 1 : culture de sûreté/management de la sûreté : visibilité (source : Schein et Frischknecht)

programmes expérimentaux et d'essais et l'enregistrement, le stockage et le transport de matières fissiles et radioactives. La norme ISO 14001 a servi de base à l'élaboration de nos procédures de management environnemental, elles aussi intégrées dans notre système de management (voir fig. 2). Les procédures internes reposent sur des schémas opérationnels définissant les tâches et responsabilités au niveau de tous les processus concernés et s'appliquent à tous les groupes de produits. Le cas échéant, des procédures de contrôle externes et des certifications qualité sont prescrites. Chaque groupe de produits fait l'objet de procédures et d'instructions spécifiques. Ces documents fournissent une description plus détaillée des processus liés à un groupe de produits spécifique, notamment

des instructions précises en matière d'exploitation, de maintenance, d'étalonnage et d'essais. Le système de management de NRG est fondé sur les qualifications et les compétences de son personnel.

Programme d'amélioration de NRG

Les aspects liés à l'organisation étant des constituants essentiels de la défense en profondeur, NRG a lancé en 2003 un vaste programme d'amélioration de l'organisation. Destiné à faire de NRG, institut technocratique, une organisation axée sur la formation et le facteur humain, ce programme a débuté par une formation visant à renforcer les capacités de gestion des cadres supérieurs, suivie d'une formation de même nature destinée aux

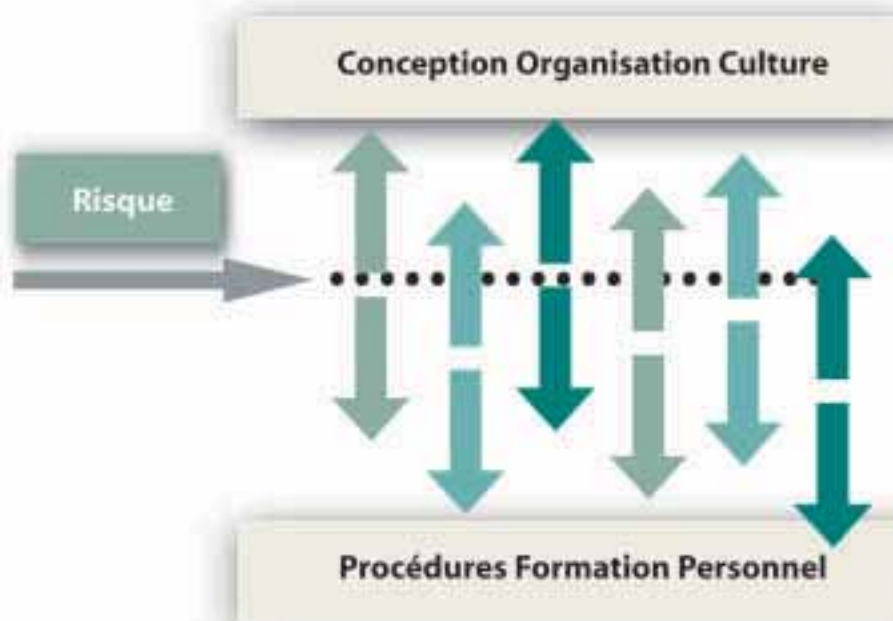


Figure 3 : aspects de la culture de sûreté liés à la défense en profondeur



cadres intermédiaires et aux jeunes cadres. Ce programme a également permis à NRG d'élaborer une nouvelle stratégie commerciale de long terme, en mettant l'accent sur la sûreté, élément-clé de la mission de NRG, qui doit être une valeur commune à l'ensemble du personnel. La responsabilité individuelle, la communication dans le respect et la confiance mutuels, une attitude positive des cadres et du personnel en matière de formation, un engagement concret et une culture irréprochable sont autant d'éléments-clés de ce programme, également intégrés dans notre code de conduite. Une attitude positive face à la formation est encouragée en amont par les cadres supérieurs, favorables à un environnement dans lequel toutes les questions de sûreté et le comportement du personnel sont discutés ouvertement. Cette approche constitue la base de notre culture de sûreté dans laquelle nos clients, mais également les citoyens, l'environnement et les autorités compétentes, sont considérés comme nos partenaires. Grâce à ce processus

d'amélioration continue, NRG peut se prévaloir d'un niveau d'excellence et d'une culture de sûreté exemplaires. ■



Figure 2 : structure du système de management de NRG

POINTS DE VUE EXTÉRIEURS SUR LES RÉACTEURS EXPÉRIMENTAUX

L'enquête d'utilité publique sur la création du "Réacteur Jules Horowitz" à Cadarache et la participation locale

Enquiry in the public interest, held at Cadarache into the construction of the reactor "Jules Horowitz" and the problems related to the public dialogue

par **Franco Bottiglioni**, président de la Commission d'enquête d'utilité publique sur la "création du réacteur Jules Horowitz"

Entre le 20 novembre 2006 et le 21 décembre 2006 s'est déroulée l'enquête d'utilité publique concernant la création sur le site de Cadarache du réacteur nucléaire d'étude "Jules Horowitz" (RJH). Une deuxième enquête, portant sur la demande "d'autorisation de rejets d'effluents liquides et gazeux et prélèvements induits par l'opération de création", a été jointe à la précédente.

Les enquêtes ont intéressé 8 communes, et 4 départements, à savoir :

- Saint-Paul-lez-Durance, Jouques (Bouches-du-Rhône);
- Vinon-sur-Verdon, Ginasservis et Rians (Var);
- Mirabeau et Beaumont-en-Pertuis (Vaucluse);
- Corbières (Alpes de Haute Provence).

Préalablement aux enquêtes, en mai et juin 2005, sur recommandation de la Commission nationale du débat public (CNDP), a été tenue une réunion sur le RJH dans une agglomération à proximité de Cadarache, dans chaque département intéressé, à savoir Saint-Paul, Vinon, Beaumont et Corbières. Au total, environ 250 personnes ont participé à ces réunions. À cette occasion, le CEA avait fait imprimer et distribuer plusieurs milliers de plaquettes et brochures concernant le RJH.

Dans cet article, qui s'appuie sur les différents points de vue exprimés autour du projet lors de l'enquête d'utilité publique sur le RJH, sont présentées quelques considérations sur les instances permettant au public d'intervenir sur des projets à fort impact environnemental et avec d'importants enjeux socio-économiques, tel que le présent projet.

La participation du public : information, concertation et enquête

Le droit participatif résulte, d'une part de la prise de conscience de l'impact que les projets importants ont sur l'environnement et d'autre part de l'évolution de la conception de ce droit, qui, depuis l'aménagement permettant au public de prendre connaissance des conséquences environnementales de l'ouvrage prévu (loi n° 76629 du 10 juillet 1976), en passant par la loi Bouchardeau (loi n° 83-630 du 12 juillet 1983) arrive à la loi Barnier (loi n° 95-101 du 2 février 1995) qui met en place la CNDP et, par conséquent, permet au public de participer à l'élaboration de projets d'aménagements et d'équipements à fort impact sur environnement et l'aménagement du territoire.

En disposant que la participation soit programmée bien avant la finalisation du projet, le législateur a voulu une information complète du public afin qu'il puisse intervenir lorsqu'il en est encore temps. Ceci fait de la concertation un moment essentiel dans le dialogue entre le demandeur et le public. Ce dialogue continue lors de l'enquête d'utilité publique mais, à ce stade, le projet est figé et le

Executive Summary

In this paper are presented the chief points of the inquiry taken by an official board into the demand of the CEA to create a new research tool, the "Jules Horowitz Reactor", in its research center of Cadarache. The increasing involvement of the people in the decision-making procedures dealing with important projects is summed up, so as the distinctive features of the different regulations are stressed. Some improvements are suggested to carry next inquiries through easier and faster.



jugement doit être porté sur le projet soumis à enquête.

La loi Bouchardeau relative à la démocratisation des enquêtes publiques et à la protection de l'environnement et le décret d'application n° 85-453 du 23 avril 1985 font de l'enquête publique l'instrument final et le plus puissant au service de la démocratie locale pour la défense de l'environnement.

La procédure d'enquête doit permettre d'informer le public, de recueillir les appréciations, les suggestions et les éventuelles contre propositions, pour que l'Autorité compétente dispose de tous les éléments nécessaires à son information, préalablement à ses décisions.

L'avis du commissaire ou de la commission est l'acte administratif final, avant la décision du préfet ou de l'Autorité compétente.

Cet encadrement de la procédure est nécessaire pour donner le cap à l'enquête, juger de la pertinence des points de vue exprimés, les classer en fonction de leur importance afin d'arriver à une conclusion d'enquête rationnelle.

C'est dans ce cadre que la commission, désignée les tribunaux administratifs pour diligenter les deux enquêtes groupées a travaillé.

La commission d'enquête

La commission d'enquête avait, à travers ses membres, une diversité de compétences qui lui a permis de synthétiser les différents points de vue sur le projet et de clarifier le débat entre les différentes opinions en présence

Parmi les membres on trouvait :

- un ingénieur nucléaire de la Commission européenne, à la retraite ;
- un ingénieur conseil en électricité et en génie atomique ;
- un officier supérieur mécanicien de l'Armée de l'Air à la retraite et maire honoraire ;
- un ingénieur conseil en hydraulique, maître de conférences ;
- une responsable du comité radiophonique de la région PACA, ancienne avocate au barreau de Marseille et membre de la commission de la CNDP sur le projet Jules Horowitz ;
- un ingénieur chimiste à la retraite (suppléant) ;
- une pharmacienne, à la retraite (suppléante).



Des sous-groupes de trois personnes ont assuré les permanences dans les 8 mairies intéressées par l'enquête.

Les suppléants ont participé aux phases préliminaires, au début et à la fin de l'enquête, à l'élaboration du questionnaire final à l'intention du CEA. De ce fait, ils étaient en mesure de remplacer efficacement un titulaire, si la nécessité s'était présentée.

L'enquête

Cinq permanences ont eu lieu à Saint-Paul et trois dans chacune des autres communes.

La commission a rencontré le CEA à Cadarache le 16 novembre 2006, avant l'ouverture de l'enquête, pour une première prise de contact, une présentation des documents soumis à l'enquête et une visite des lieux.

Le 3 janvier 2007, la commission a remis au CEA une série de questions, élaborées en fonction des interventions du public et de sa réflexion propre, pour que les réponses intègrent certaines lacunes des dossiers.

Le 22 janvier 2007, le CEA a remis ses réponses à la commission.

Les conclusions de l'enquête ont été remises le 15 février 2007 et déposées à la préfecture des Bouches-du-Rhône le lendemain.

La commission n'a donc pas respecté le délai réglementaire d'un mois après clôture de l'enquête pour remettre ses conclusions parce qu'elle a estimé nécessaire de disposer de renseignements complémentaires, notamment sur le dossier des "rejets d'effluents".

Pour des enquêtes complexes comme les présentes, il serait plus réaliste pour le demandeur

de prévoir un délai de deux à trois mois entre la fin de l'enquête et la remise des conclusions.

Contrairement aux prévisions, la participation du public a été très réduite. En effet, tout au long de l'enquête, nous avons recueilli les remarques de 11 personnes ou associations, en dépit de la publicité imposée par l'arrêté inter préfectoral du 26 octobre 2006, ainsi que de la mise à la disposition du public des registres d'enquête dans les 8 mairies, dans les préfectures et sous-préfectures des 4 départements concernés.

Les raisons de cet écart, entre le nombre de participants aux réunions organisées par la CNDP et celui des intervenants lors de l'enquête, sont certainement multiples. Par exemple, on pourrait estimer que l'information recueillie au sein de la commission locale d'information (CLI) et lors de la concertation organisée par la CNDP a répondu valablement à toutes les préoccupations du public. Ou alors que les spécificités des différentes instances participatives n'ont pas été bien perçues par le public ou encore que la publicité réglementaire relative à l'enquête n'a pas rempli son rôle.

On pourrait aussi imaginer que les populations environnantes, qui vivent avec Cadarache depuis des décennies, font confiance à la compétence scientifique du CEA.

Les deux enquêtes groupées "RJH" se sont déroulées en même temps et aux mêmes endroits que les autres enquêtes portant sur les projets du CEA à Cadarache AGATE et MAGENTA et sur l'aménagement de la liaison routière Fos-Cadarache pour ITER.

Il est possible que toutes ces enquêtes, imbriquées les unes aux autres, aient contribué à désorienter le public qui, une fois surmonté ces difficultés préliminaires, se trouvait confronté à des dossiers volumineux. Plusieurs observations du public, où ITER et RJH, AGATE et MAGENTA sont confondus, semblent le prouver.

Il a été aussi presque impossible de séparer plusieurs questions portant sur l'une et l'autre des deux enquêtes groupées.

Cependant, ce problème devrait être réglé par la loi sur la transparence et la sécurité en matière nucléaire (loi n° 2006-686 du 13 juin 2006), qui prévoit la suppression de l'arrêté d'autorisation de

rejets et prélèvements d'eau, arrêté remplacé par des prescriptions de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) déduites de l'étude d'impact contenu dans la demande d'autorisation de créer l'INB.

Les dossiers soumis à enquête

La composition du dossier d'enquête est régie par l'article 6 du décret n° 85-453 du 23 avril 1985. L'obligation de présenter une "étude des dangers", pouvant être induits par l'INB projetée est consignée dans l'article 3-I du décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963, modifié par décret n° 2002-255 du 22 février 2002.

Les deux dossiers, un pour chaque enquête, étaient conformes à la réglementation, avec une présentation de qualité, tant pour ce qui concerne l'accès aux chapitres que la présentation générale. La table des matières et la pagination rendaient aisée les recherches.

Toutefois, leur lecture s'est révélée difficile, soit par le volume de la matière traitée soit par une exposition pas toujours didactique des sujets scientifiques, notamment ceux ayant rapport aux conséquences sanitaires de la dispersion de matières radioactives. Par conséquent, la mission d'information et d'écoute assignée à l'enquête publique n'a pas été facilitée. La commission et la plupart des intervenants ont trouvés les documents non techniques pas assez développés, tandis que ceux techniques, trop détaillés, étaient difficiles pour qui ne possède pas une culture en rapport aux matières traitées dans les dossiers.

Les redites rendues nécessaires par le groupage des enquêtes ont nuit à la concision et à la clarté.

En outre, on trouve de nombreuses formules relatives à l'évaluation de l'impact radioactif sur le public. Si leur présence découle de demandes de personnes et associations, au titre du droit à l'information, ce droit ne va pas jusqu'à la communication des calculs, pour être vérifiés par des instances non certifiées à cette tâche. De plus, la durée de l'enquête ne permet pas à des individus, même spécialistes, de valider des résultats qui ont demandé plusieurs mois, pour ne pas dire davantage, à des équipes d'experts, résultats qui sont souvent déjà validés par des organismes agréés et indépendants. Ce type de détail est donc inexploitable aussi bien par la commission que par le public et donc il pourrait être omis.

On pourrait s'interroger sur l'opportunité de fournir ce type de renseignement à la CNDP et à la CLI, à leur





Pose de la première pierre du RJH par François Loos, ministre chargé de l'industrie, le 19 mars 2007 à Cadarache

demande, pendant la phase d'élaboration du projet, dans l'esprit de permettre au public d'y participer.

Des informations manquaient, probablement car "trop implicites" dans l'esprit du demandeur.

Par exemple, la maîtrise foncière concernant le projet aurait dû être mentionnée et explicitée, ainsi que le droit à exécuter l'ouvrage, droit qui découle de la classification inscrite dans le POS pour la zone concernée.

Les informations dans les dossiers, concernant la typologie des études hydrogéologiques du site et ses principales conclusions n'étaient pas suffisantes pour permettre à la commission de conclure.

Les droits au soutirage de l'eau concédés au CEA n'étaient pas démontrés.

Le chantier de pose de la très importante canalisation d'adduction d'eau au RJH a été présenté de manière trop succincte.

Il faut prendre conscience que le public devient toujours plus sensible à l'impact environnemental d'un projet. La Durance et ses abords sont inclus dans une ZICO (Zone d'Intérêt communautaire pour les oiseaux), dans un périmètre NATURA 2000 et également répertoriés comme ZNIEFF (Zones d'intérêt écologique faunistique ou floristique).

Le CEA, tout en étant en dehors (de peu) de ces périmètres, avait commissionné des études visant à caractériser les écosystèmes, établir un inventaire de la faune et de la flore et évaluer l'intérêt patrimonial des espèces présentes sur le site de Cadarache. Cette étude, primordiale pour montrer l'importance que le CEA porte à l'environnement, ne figurait pas dans les dossiers et a été présentée à la demande de la commission.

Le même souci de présentation aurait dû être réservé aux enjeux économiques et culturels associés au projet.

Toute cette thématique est présente dans le questionnaire que la commission a adressé au CEA et

dans le rapport d'enquête, établi par la commission.

La participation du public

La présentation, préalable à l'enquête, du projet dans le cadre de la CNDP et au sein de la CLI est indispensable pour réaliser cette démarche démocratique qui permet au public de participer à l'élaboration de projets d'aménagements et d'équipements ayant une forte incidence sur l'environnement, sur l'aménagement du territoire et/ou qui comportent des enjeux socio-économiques et culturels importants.

Les compétences spécifiques des instances d'information, de concertation et d'évaluation, à savoir la CLI, la CNDP et l'enquête publique, sont complémentaires et comme telles devraient être utilisées. Les moments d'information et de concertation en amont de l'enquête devraient, entre autres, préparer le public à intervenir dans l'enquête publique, phase finale de la participation.

De son côté, le demandeur devrait mieux exploiter les thèmes émergés dans les phases d'information et concertation pour finaliser le dossier soumis à enquête.

Le dossier devrait comporter une partie non technique exhaustive, une composante technique pas trop minutieuse, qui soit toutefois rigoureuse dans ses conclusions et didactique dans l'exposition. Ceci pour permettre que le public soit en mesure de comprendre et de se positionner par rapport aux différents enjeux du projet, d'autant plus que nous avons vu comme la commission n'ait pas besoin de trop de détails techniques pour conclure.

Le recours aux questions adressées au porteur du projet, qui est souvent indice d'insuffisance et de clarté du dossier et retarde par conséquent le dépôt des conclusions, pourrait ainsi devenir l'exception plutôt que la règle, comme c'est le cas actuellement.

Conclusion

Cette enquête s'est déroulée correctement car les rapports entre le demandeur (CEA) et la commission d'enquête ont toujours été empreints d'un esprit constructif. Les remarques adressées par la commission au CEA, concernant en particulier la présentation et les lacunes des dossiers ont été reçues comme une contribution à mieux avancer sur le terrain participatif.

La faible participation à l'enquête pourrait être un signe d'un manque de raccords entre la CLI, la CNDP et l'enquête publique. Il faudra travailler dans cette direction pour rendre plus cohérente et appropriée aux compétences des différentes instances participatives l'intervention du public. ■

Remerciements

Mes remerciements à tous les membres de la commission d'enquête – Mme Christine de ALEXANDRIS, Mme Monique Noëlle GIFFARD, M. Maurice AUDIBERT, M. Jacques BLANC, M. Hubert CONRAD et M. Georges TRUC – pour leur forte implication dans l'enquête et pour les intéressants débats qu'ils ont animé au sein de la commission. Remerciements aussi à Mme Martine MASSOUTIÉ, notre interlocuteur à Cadarache dont la disponibilité a facilité la tâche de la commission, ainsi qu'à tous les agents du CEA, qui ont participé aux réunions communes et accepté nos remarques sans perdre la bonne humeur.



POINTS DE VUE EXTÉRIEURS SUR LES RÉACTEURS EXPÉRIMENTAUX

La recherche et la sûreté

Research and safety

par Monique et Raymond Sené, Groupement de scientifiques pour l'information sur l'énergie nucléaire – GSIEN

La recherche, enfin ses acteurs (féminin ou masculin), ont une forte propension à considérer que se plier à des règles de sécurité pourrait nuire à la qualité de leur travail.

S'il est exact qu'il y a une part d'improvisation dans ce travail, que les appareils sont souvent tout nouveaux et qu'il faut les tester pour pouvoir établir des règles de fonctionnement, il n'en reste pas moins qu'il faut savoir se garder de trop de témérité.

Être un chercheur ne signifie nullement qu'il faille oublier la sûreté. En effet, réussir une expérimentation, concevoir un nouvel appareil oblige à la rigueur. Ce n'est jamais perdre du temps, leitmotif de certains chercheurs, de réfléchir aux implications d'une expérience, de concevoir l'appareil le plus performant et le mieux adapté à ce que l'on espère mettre en évidence.

Il est certain que la recherche du début du 20^e siècle était à la fois plus simple et plus compliquée. En ce qui concerne le nucléaire, les savants de l'époque ne connaissaient pas les phénomènes. Ils ont cependant conçu des appareils tout à fait remarquables et ont très vite compris les dangers des rayonnements émis (brûlures à la poitrine de Becquerel, brûlures aux mains des Curie...).

Dès 1928, n'oublions pas les appels à la prudence à la suite du décès d'une centaine de radiologues.

Quelles que soient les recherches menées, leur but est la connaissance, l'utilisation de techniques nouvelles pour améliorer celles existantes et, bien sûr, une analyse des avantages et inconvénients pour favoriser les avantages et minimiser les inconvénients.

Il faut être conscient que cela oblige à appliquer aux chercheurs des règles de sûreté drastiques, règles qu'ils doivent d'ailleurs parfois concevoir pour éviter de polluer leur environnement ou d'être un danger pour la santé de ceux qui les côtoient. La recherche ne se fait pas dans une tour d'ivoire.

Inconscience ou bravade

Que se passe-t-il dans la tête de l'expérimentateur qui décide de bloquer ou de dévisser une fermeture de porte lui interdisant d'aller sur un appareil lorsque le faisceau est en marche ?

Il est facile de déclarer : "le temps de faisceau m'est compté, je suis obligé de shunter¹ les sécurités". Mais qui sera pendant ?

À Orsay (Synchrotron de 400 MeV), un chercheur dans les années soixante est ainsi resté dans l'accélérateur : personne ne s'était aperçu de son absence et lui (debout depuis plus de 24 heures) n'avait pas entendu le signal de sortie.

Il a été interdit de zone radioactive pour le restant de sa vie (dose environ 350 à 400 mSv en 5 minutes).

Il est vrai qu'à la suite de cet incident des caméras ont été installées pour éviter qu'un tel accident puisse se reproduire.

Executive Summary

Researchers often feel that having to abide by safety rules could impair the quality of their work. However, being a researcher does not mean forgetting about safety, because the consequences of any breach of safety rules can be serious, as evidenced by a number of incidents in research facilities.

All stages in the research process entail potential hazards that must be recognised and must be manageable. Safety is everyone's business, but researchers have to be made fully aware of this notion, in particular through appropriate training.

Even if laboratory safety has improved significantly in recent years, progress is still needed to convince researchers that it can contribute to their success, rather than stand in their way.

1. Rendre volontairement inefficace un dispositif de sécurité.

Par contre dans les années quatre-vingt au CERN, des expérimentateurs escaladaient les grilles pour travailler sous le faisceau avec comme prétexte : "le faisceau coûte cher, notre temps d'expérience est limité et je ne reste pas longtemps..."

Les conséquences d'un tel manquement peuvent être graves pour le contrevenant. Il met en jeu sa santé et surtout, comme nul n'a le droit de violer une telle règle, il incite d'autres personnes à ne pas les respecter.

Cependant, la sûreté des faisceaux avait été mal évaluée, les protections étaient trop légères pour les nouvelles expériences. Les fameuses grilles ont été doublées de béton et rehaussées pour empêcher de tels agissements et, de plus, éviter que le flux de particules parasites arrose les casemates de travail.

Inadéquation du matériel

Les outils de recherche sont adaptés à une recherche donnée. Vouloir les transformer pour une production industrielle peut conduire à l'accident. Ce fut le cas en 2004 au centre hospitalier Frédéric Joliot (Orsay).

L'appareil permettant de fabriquer les flacons de liquide marqué au fluor 18 était encore un outil expérimental. On pouvait l'ouvrir en cours de remplissage des flacons.

Cette possibilité a conduit un agent à ouvrir cette porte à 3 heures du matin : il s'est brûlé les doigts et le bras.

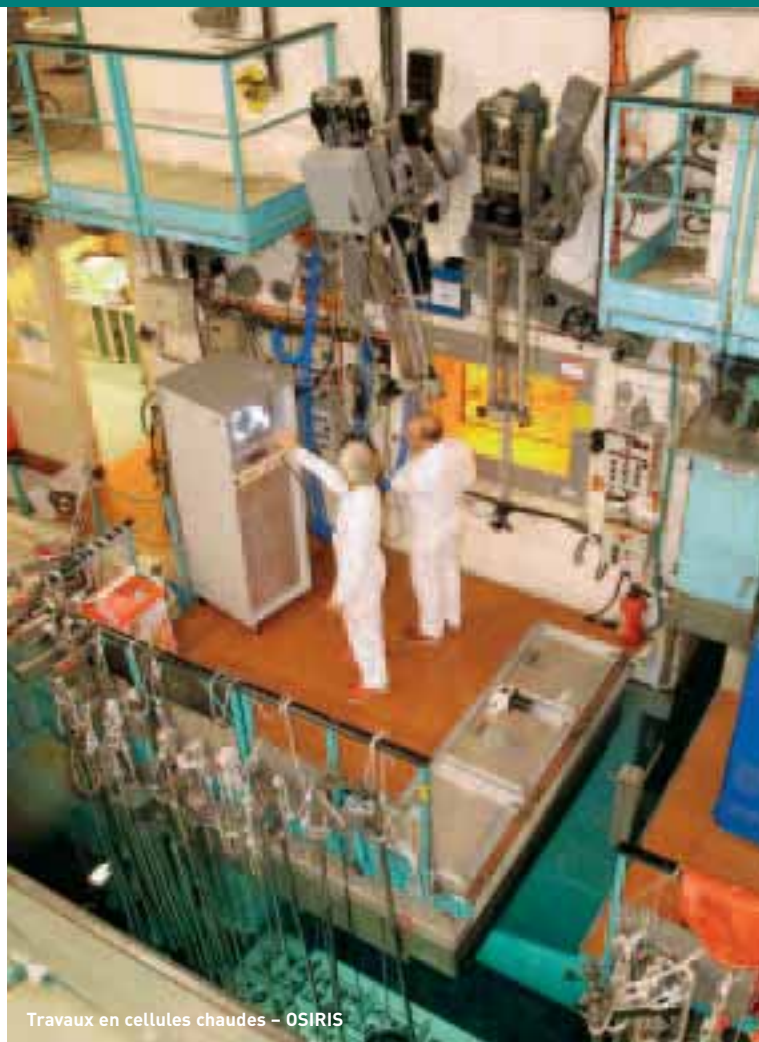
Le CEA (en charge de la sûreté et de la radioprotection) a expliqué que l'appareil industriel n'était pas encore homologué et que l'approvisionnement en fluor 18 était impératif pour alimenter les hôpitaux liés au Centre.

Ceci n'excuse pas cela : la sûreté de l'installation était insuffisante et a conduit à la contamination/irradiation d'un agent.

Non changement de règles et non transmission de mémoire

Des incidents se passent sur les installations de recherche en démantèlement, comme dans toutes les installations.

L'analyse des incidents permet de comprendre que la nature du travail a été insuffisamment comprise :



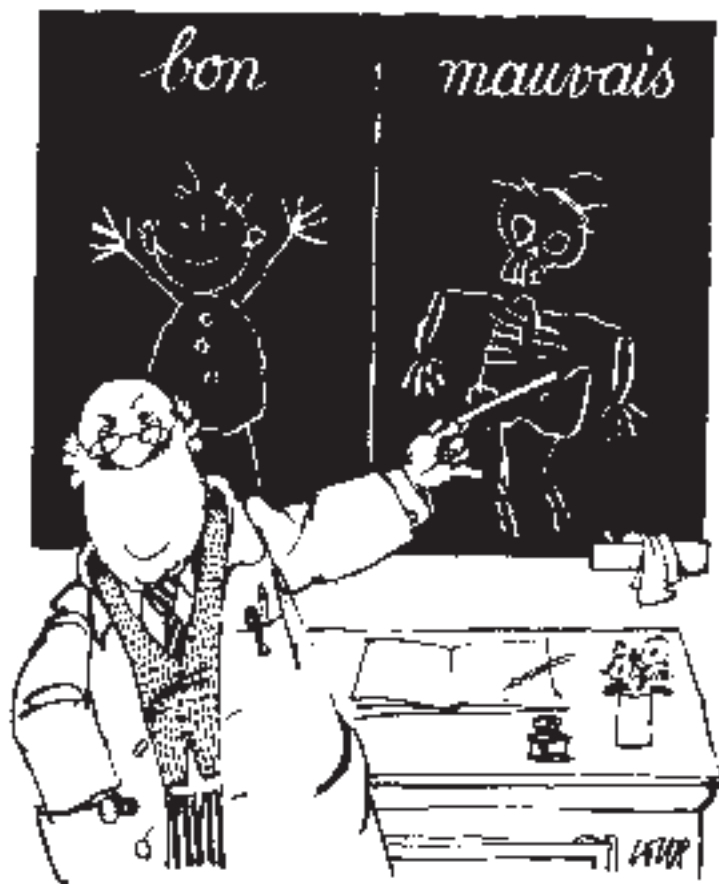
Travaux en cellules chaudes – OSIRIS

une installation à démanteler doit être repensée. Il convient de revoir les procédures, de définir les opérations à effectuer en oubliant le fonctionnement normal de l'installation.

La perte de mémoire des diverses interventions, le manque d'archives sur les opérations de maintenance sont autant de piège.

Au CERN, le démantèlement de calorimètres à l'uranium a été à l'origine d'un incendie dans un hall expérimental (hall Nord-2001). Ce démantèlement avait été confié à une entreprise extérieure. Et personne ne s'était donné la peine d'indiquer à l'entreprise (et donc à ses intervenants prestataires de service !) que la découpe à la disqueuse était prohibée pour une telle opération car produisant de la poussière et des étincelles. Or, l'uranium sous cette forme est très inflammable (poussières et étincelles). Heureusement, les intervenants avaient déployé une tente pour ne pas empoussiérer les autres appareils donc le feu a pu être circonscrit. De même la contamination ne s'est pas étendue à tout le hall et comme les prestataires avaient des masques l'inhalation d'uranium particulaire a été limitée.





Regrettable de la part de chercheurs de se désintéresser à ce point du devenir de leurs appareils et des conditions de travail des intervenants.

La sûreté, partie intégrante de la recherche

Toutes les étapes de la recherche comportent des possibilités de dangers qu'il faut admettre et savoir contrôler.

Par exemple, l'utilisation de sources scellées ou non doit se faire en suivant les règles de radioprotection.

Casser la fenêtre de protection d'une source pour avoir un faisceau plus intense est un acte irresponsable et dangereux. D'une part, c'est se mettre soi-même en situation dangereuse mais plus grave, c'est contaminer une paillasse et mettre en danger tous les autres manipulateurs.

Pipeter du phosphore 32 directement à la bouche doit être prohibé.

La création d'un corps d'agent chargé de la mise en œuvre des mesures de sécurité fut une bonne

initiative mais encore faut-il qu'ils puissent intervenir avec efficacité. Il faut pour se faire les former et leur donner des moyens d'intervention.

La sûreté est l'affaire de tous mais il faut habituer les acteurs à cette notion. Il est illusoire d'imaginer que chacun peut gérer les situations à risques sans une formation adaptée. Par ailleurs, l'autocontrôle ne suffit pas, un contrôle externe permet de mieux cerner ces manquements et améliore la sûreté dans les laboratoires.

La sûreté n'est pas une série de règles que l'on s'amuse à contourner pour prouver qu'elles sont inutiles. La sûreté, c'est un état d'esprit. Il faut analyser les tâches et s'efforcer de minimiser les risques pour soi et pour les autres.

On ne peut pas éliminer l'erreur : on peut juste en minimiser les conséquences.

Et pour conclure

On pourrait croire que les grosses structures (tel le CERN) ont bien compris ces notions de sûreté indispensables au bon fonctionnement et à la protection des équipes.

Le dernier incident survenu au CERN en mars 2007 prouve que ce n'est toujours pas le cas. Le concepteur réalisateur de 27 aimants supra (Fermilab-USA) a négligé un test crucial : le quenching ou perte de la supraconductivité. Les ingénieurs du CERN ont monté lesdits aimants (sans les tester) et fait le test in situ (heureusement) et ce fut l'explosion... Résultat plusieurs mois de retard et de la chance enfin peut-être car le CERN est peu disert sur les dégâts.

Alors que penser des petits laboratoires, les agents chargés de la mise en œuvre des règles d'hygiène et de sécurité (ACMO) et les ingénieurs de sûreté ont encore beaucoup d'efforts à déployer pour parvenir à convaincre les artisans de la recherche que la sûreté est un élément de leur réussite et non un frein. ■





Modélisation du site de ITER à Cadarache

LE CAS PARTICULIER DU RÉACTEUR THERMONUCLÉAIRE ITER

ITER : la “voie” vers une nouvelle source d’énergie

ITER: the “path” to new energy source

par **Carlos Alejandre**, directeur général adjoint et **Jean-Philippe Girard**, chef du groupe sûreté et environnement – Organisation ITER¹

La fusion nucléaire de noyaux légers est l’une des quelques rares options potentiellement acceptables, en termes de respect de l’environnement,

d’économie et de sûreté, pour assurer l’approvisionnement énergétique à long terme d’une population mondiale en constante augmentation. La recherche sur la fusion a réalisé des progrès considérables au cours des dernières décennies. Les avancées scientifiques enregistrées grâce aux nombreuses expériences menées dans le monde entier et le développement de technologies de premier plan ont permis au programme international de fusion de s’appuyer sur un socle de connaissances assez solides pour franchir l’étape suivante. Cette étape se nomme ITER, projet qui étudiera la

Executive Summary

The purpose of the ITER reactor to be built at Cadarache will be to study combustion plasma physics in an experimental machine applying the fundamental principles of nuclear fusion technology in order to demonstrate the scientific and technical feasibility of fusion energy for peaceful purposes. The ITER international organisation, established under the terms of an agreement signed on 21 November 2006, will be responsible for the design, construction and operation of the ITER reactor. Design and operation were the subject of exhaustive studies to prove that this nuclear fusion reactor could meet safety and environmental protection objectives. The main safety function, which is to prevent the release and dispersion of radiotoxic materials, is thus performed by two independent containment barriers.

1. Les nominations officielles au sein de l’organisation ITER international n’ayant pas eu lieu, les fonctions exercées par les auteurs le sont à titre provisoire dans l’attente d’une officialisation après ratification du traité créant l’organisation ITER international.

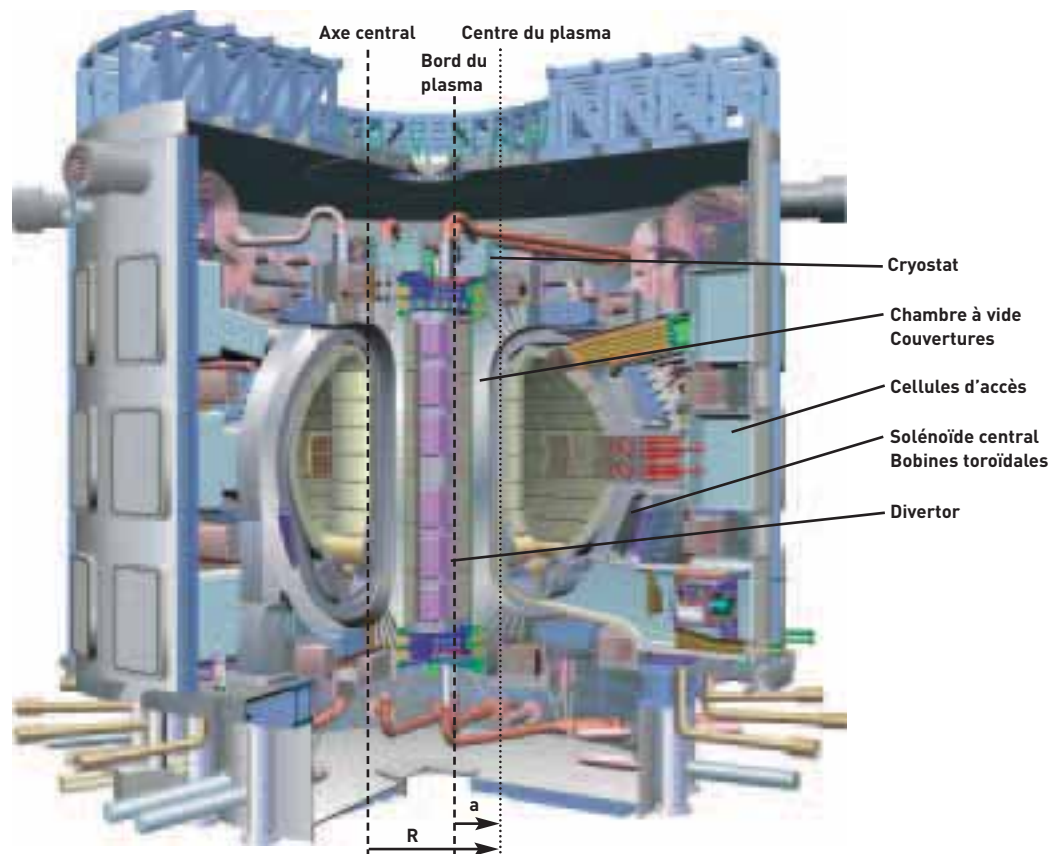


Fig. 1 : coupe du réacteur expérimental ITER

physique du plasma en combustion dans une machine expérimentale appliquant les principes fondamentaux de la technologie de fusion à l'intérieur d'un réacteur, dans le but officiel de "démontrer la faisabilité scientifique et technique de l'énergie de fusion à des fins pacifiques". ITER doit répondre à cet objectif selon une conception détaillée et indépendante du site d'implantation, qui a été présentée en juillet 2001.

Réunies à Moscou le 28 juin 2005, les parties à l'Accord ITER — l'UE (représentée par Euratom), la République populaire de Chine, le Japon, la République d'Inde, la Fédération de Russie, la République de Corée et les États-Unis — ont décidé de mettre en œuvre le projet ITER à Cadarache, en France. L'Accord sur l'établissement de l'organisation internationale ITER pour l'énergie de fusion en vue de la mise en œuvre conjointe du projet ITER a été signé le 21 novembre 2006 au Palais de l'Élysée au cours d'une cérémonie présidée par le Président Chirac. Cet accord sera ratifié par les différentes parties courant 2007. L'Organisation ITER, établie par l'Accord et fonctionnant actuellement sur une base provisoire, sera responsable de la concep-

tion, de la construction et de l'exploitation du réacteur ITER dans le pays hôte, la France.

Concernant l'acceptation et l'autorisation du projet ITER au niveau local, un débat public a déjà eu lieu en 2006 sur le choix du site. Cet exercice a permis à la population de la localité concernée d'en apprendre davantage sur le projet, et aux responsables du projet de prendre conscience des préoccupations suscitées au sein de cette population par l'accueil d'un projet hautement médiatisé. À la suite des conclusions positives de ce débat, la procédure d'autorisation a pu suivre son cours. Au début de l'année 2007, une enquête publique a été réalisée sur l'itinéraire que devront emprunter les nombreux éléments volumineux appelés à transiter du port de Marseille jusqu'au site de Cadarache pendant une période de cinq ans. L'objectif de l'équipe de plus en plus nombreuse qui travaille sur le projet à Cadarache est de finaliser la conception initiale courant 2007, afin de produire avant la fin de l'année un rapport préliminaire de sûreté qui sera joint à la demande de permis de construire. Une enquête publique ayant été menée sur le sujet, ce permis devrait pouvoir être obtenu vers la fin 2008; auquel cas, les



travaux de construction pourront être terminés pour le fonctionnement du premier plasma en 2016. Une autorisation d'exploitation devra être obtenue avant le démarrage des opérations nucléaires.

Conception technique

Le principe d'ITER consiste à confiner le combustible dans une cuve en forme de beignet (un "tore"), dans lequel le gaz brûlant est tenu éloigné des parois par des champs magnétiques puissants créés par des bobines supraconductrices entourant la cuve. Cette configuration, qui a prouvé sa supériorité dans le cadre des expériences sur la fusion réalisées depuis les années soixante, est appelée un tokamak.

La conception d'ITER s'appuie sur les connaissances scientifiques tirées de l'exploitation de nombreux tokamaks dans le monde entier au cours des décennies passées et de leurs extrapolations, ainsi que sur le savoir-faire technique développé dans le cadre des programmes de R-D en technologies de la fusion poursuivis par les différentes parties à l'Accord ITER. La conception a été validée par une toute une série de travaux dans les domaines de la physique et de l'ingénierie, qu'il s'agisse d'analyses approfondies, d'expériences spécifiques menées dans les centres de recherche sur la fusion existants ou d'innovations et d'essais en matière de technologies dédiées.

Les principaux paramètres et caractéristiques découlent directement des objectifs et des plafonds de dépenses détaillés fixés par les parties à l'Accord ITER. En matière de sûreté et d'environnement, les spécifications d'ITER reposent sur des principes de sûreté et des critères de conception visant à minimiser les incidences environnementales de son exploitation, ainsi que sur les résultats de l'analyse de tous les événements possibles et de leurs conséquences.

ITER est un tokamak à impulsions longues doté d'un plasma allongé et d'un divertor axisymétrique (un seul point de champ magnétique poloidal nul).

Le mode de fonctionnement nominal par induction génère une énergie de fusion du mélange deutérium-tritium de 500 MW pour une durée de combustion de 400 s, avec l'injection de 50 MW de puissance auxiliaire. Principaux composants du tokamak, les aimants supraconducteurs confinent, modèlent et contrôlent le plasma à l'intérieur de la chambre à vide toroïdale. Le système magnétique

est composé des bobines du champ toroïdal, d'un solénoïde central, des bobines externes du champ poloidal et des bobines de correction. Les enroulements de la bobine du champ toroïdal sont enfermés dans des boîtiers très solides, tout comme les bobines externes du champ poloidal, la structure magnétique assurant l'équilibre de toutes les forces, à l'exception de la gravité. La chambre à vide est une structure à double paroi. Le système magnétique et la structure, de même que la chambre à vide et ses composants internes, sont maintenus par des supports de gravité.

À l'intérieur de la chambre à vide, les composants internes remplaçables, notamment les modules de couverture, les cassettes du divertor et les équipements amovibles, tels que le limiteur, les antennes de chauffage, les modules de couverture test et les modules de diagnostic, absorbent le rayonnement de chaleur ainsi que la plupart des neutrons du plasma et protègent la chambre et les bobines magnétiques des radiations nucléaires excessives. La chaleur stockée dans les composants internes et dans la chambre à vide est éliminée à l'aide du circuit d'eau de refroidissement du tokamak.

Le tokamak tout entier est enfermé dans un cryostat, avec des écrans thermiques placés entre les composants chauds et les aimants refroidis par cryogénie. La figure 1 présente de manière schématique les principaux composants d'ITER.

Lors du démarrage du plasma, un combustible gazeux de faible densité — un mélange de deutérium et de tritium — est introduit dans l'enceinte principale à vide par un système d'injection. Au fur et à mesure de l'augmentation du courant qui le traverse, le plasma passe d'une forme circulaire à une forme allongée sous l'effet du divertor. Pendant la phase d'augmentation du courant (lequel pourra atteindre une valeur nominale de 15 MA), une alimentation supplémentaire en combustible (par gaz ou pastilles), accompagnée d'une augmentation de la température, entraînent une combustion qui libère une grande quantité d'énergie et génère une puissance de fusion d'environ 500 MW. Grâce à l'excitation non inductive de courant depuis les systèmes de chauffage, la durée de la combustion devrait être étendue à 3000 s pendant le programme expérimental. À la fin de l'impulsion, la vitesse d'alimentation en combustible est ralentie afin de diminuer progressivement la puissance de fusion, et le courant du plasma est réduit pour mettre fin à la combustion. L'impulsion générée de manière purement inductive offre une durée de

La commission locale d'information de Cadarache et le projet ITER

La commission locale d'information (CLI) de Cadarache

Créée en 1995 comme commission du Conseil général sur la base d'une circulaire de décembre 1981, la CLI de Cadarache est devenue une association en novembre 2006 sur la base de la loi relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire du 13 juin 2006.

Sa composition pluraliste comprend des élus locaux des quatre départements limitrophes du site (Bouches du Rhône, Alpes Maritimes, Alpes de Haute-Provence, Hautes-Alpes), des représentants des syndicats de salariés, des associations de protection de l'environnement. La CLI est indépendante de l'exploitant nucléaire, de l'autorité de contrôle, des administrations, qui sont cependant associées à ses travaux. On peut y regretter la sous-représentation du monde économique.

Les deux missions essentielles de la CLI sont l'information du public en temps réel et en langage clair, ainsi que le suivi permanent du fonctionnement des installations.

Après onze ans d'expérience, on peut faire les constats suivants :

- l'identification d'un besoin de formation des membres de la CLI en vue d'une mise au même niveau de culture de sûreté nucléaire et de connaissance des activités du site et des prescriptions y sont attachées ;
- une implication forte des membres de la CLI dans le suivi de l'exploitation du site par la visite d'installations et l'analyse systématique des rapports d'inspection, des relevés d'incidents et des états de rejets ;
- un désintérêt des membres de la CLI pour les résultats scientifiques de la recherche obtenus par le CEA sur le site ;
- le renoncement de la CLI à parler d'une seule voix lors des enquêtes publiques en raison des divergences entre ses membres ;
- la nécessité de recourir à une expertise indépendante dans le domaine de la santé publique autour du site en écho à la récente situation radiologique établie par le CEA.

La CLI et le projet ITER

L'implantation du projet d'ITER à Cadarache résulte d'un accord international du 18 juin 2005. Ce projet a reçu le soutien de l'ensemble du monde politique local. 246 communes ont créé l'association "réussir ITER" en vue d'intégrer le projet dans le tissu local. La CLI a présenté ITER dans son bulletin CLIC n° 14 de janvier 2004, en mentionnant l'opposition de "sortir du nucléaire".

Le débat public, prévu dès 2001, a commencé par un conflit le 26 janvier 2006, des opposants au projet empêchant la réunion de se tenir, et s'est terminé dans le calme le 6 juin 2006. Il a connu une forte participation du public (plus de 2000 participants au total aux réunions organisées, 430 questions du public et 18 contributions écrites d'institutions, d'associations ou de particuliers) et une implication remarquable de personnalités françaises et étrangères. Les documents réalisés sous le contrôle de la Commission nationale du débat public ont été

appréciés. Ils peuvent être consultés sur le site Internet dédié à ce débat public à l'adresse <http://www.debatpublic-iter.org/>.

Le compte-rendu et le bilan du débat public ont été rendus publics le 3 juillet. Par lettre du 14 septembre 2006, le responsable de l'organisme international ITER s'est engagé à "être attentif à prendre en compte les attentes exprimées par le public sur les conditions de réalisation". Il a promis qu'il y aurait un "coordinateur sécurité - santé" sur le chantier ITER.

Les principaux éléments qui ressortent de ce débat public sont les suivants :

- il est apparu que le processus décisionnel au sein du consortium ITER était au moins aussi complexe que les problèmes technologiques et juridiques posés par l'installation. La question de la capacité à travailler ensemble à sept partenaires est notamment en jeu du fait des approches nationales différentes. Sur ce thème, des rencontres scientifiques périodiques ITER sont prévues ;
- la fusion et la fission de génération IV ont parfois été opposées, de même que le confinement magnétique (mis en œuvre dans ITER) et le confinement inertiel (procédé alternatif au confinement magnétique) ou encore le financement accordé à ITER et les subventions aux autres énergies que l'énergie nucléaire ;
- sur le thème de la sécurité nucléaire, le public s'est félicité que la réglementation française, considérée comme la plus exigeante, ait été retenue ;
- seulement 15 % des questions ont porté sur la sûreté nucléaire. Parmi elles, on peut noter la possibilité de maîtriser le tritium, le suivi de la situation radiologique hors du site dans le temps et la politique de gestion des déchets produits ;
- l'essentiel des discussions a porté sur les conditions économiques et l'aménagement du territoire : sous-traitance, emplois induits, logements, transports, écoles, impact sur le paysage...

Par Jean-Claude Dougnac, rapporteur à la commission locale d'information de Cadarache



combustion de 400 s et se répète à une fréquence de seulement 1800 s.

S'agissant de la sûreté, la conception d'ITER définit le confinement comme la fonction principale en la matière et reconnaît la nécessité d'assurer sa protection par d'autres fonctions. Le tritium et les poussières radioactives sont confinés au moyen de barrières successives, telles que la chambre à vide, les réseaux de ventilation et les dispositifs de piégeage du tritium et de filtrage de l'enceinte de confinement. Les effluents sont filtrés et débarrassés du tritium, de manière à ce que sa dispersion dans l'environnement soit aussi faible que possible (principe ALARA).

Les principes de sûreté et les critères d'atténuation des conséquences de l'exploitation d'ITER pour la population et l'environnement s'appuient sur des normes de sûreté internationalement reconnues et des limites de dose radiologique conformes aux recommandations de la CIPR et de l'AIEA, en particulier le concept de défense en profondeur et le principe ALARA. L'installation devant être construite en France, sa conception fait actuellement l'objet d'une adaptation spécifique à la réglementation française.

Les principaux paramètres d'ITER sont présentés dans le tableau 1 ci-après. La figure 1 présente une coupe du réacteur expérimental ITER à l'intérieur du cryostat.

Études de sûreté et d'impact sur l'environnement

ITER est la première installation de fusion entièrement nucléaire. En conséquence, il est essentiel,

tant pour ce réacteur expérimental de démonstration que pour l'avenir des centrales à fusion, de bien cerner les principaux aspects de sûreté de la nouvelle technologie nucléaire sur laquelle ils reposent et de mettre en évidence leur attractivité.

Les installations de fusion nucléaire se distinguent notamment par leur combustible, composé d'un mélange de très faible densité d'isotopes de l'hydrogène, le deutérium et le tritium, dont les noyaux sont totalement ionisés pour passer à l'état de plasma. Ces installations se caractérisent également par l'obligation d'élever la température du plasma de plusieurs dizaines de keV ou de quelques centaines de millions de degrés pour assurer la rentabilité énergétique des réactions de fusion.

Chaque réaction de fusion produit un noyau d'hélium, dont l'énergie (3,5 MeV) contribuera à chauffer le plasma, ainsi qu'un neutron porteur d'une énergie de 14,1 MeV qui sera convertie en chaleur par collisions dans la couverture. Grâce à la diminution de sa vitesse à l'intérieur de la couverture, le neutron peut entraîner l'activation du matériau par transmutation d'atomes spécifiques, lorsqu'il est capturé ou interagit avec des atomes de la structure ; la première paroi est le siège privilégié de ce processus. Le neutron peut également produire, par réaction avec le lithium, le tritium nécessaire à l'alimentation du plasma de fusion. Ce processus ne fera pas l'objet d'essais à grande échelle au sein du réacteur ITER. Toutefois, les capacités de surgénération seront démontrées à l'aide des modules de test fournis par les Parties dans le cadre du contrôle de la qualité de l'organisation ITER.

Tableau 1. Principaux paramètres d'ITER

Puissance de fusion totale	500 MW (700 MW)
Q = rapport entre l'énergie de fusion et l'énergie du chauffage additionnel	> 10
Puissance neutronique moyenne au bord (neutron de 14 MeV)	> 0,5 MW/m ²
Temps de combustion du plasma par induction	> 400 s
Grand rayon du plasma (R)	6,2 m
Petit rayon du plasma (a)	2,0 m
Courant de plasma (I _p)	15 MA (17 MA)
Champ toroïdal à 6,2 m de rayon (B _T)	5,3 T

Remarque : la machine devrait être capable de générer dans le plasma un courant allant jusqu'à 17 MA (valeur entre parenthèses), moyennant l'application de certaines restrictions à d'autres paramètres tels que la durée de l'impulsion.

Contrôle de l'énergie du plasma

Contrairement à la fission, la fusion du deutérium et du tritium produit un neutron incapable de maintenir la réaction et donc, de créer une réaction en chaîne. En outre, dans un réacteur à fission traditionnel, la cuve contient en permanence la quantité de combustible nécessaire à la production énergétique de plusieurs mois. Dans une centrale à fusion, le plasma est alimenté en combustible de manière continue et en cas d'interruption, la quantité de combustible qui y est confinée ne permet une autonomie que de quelques secondes. Dans le réacteur ITER, le plasma du tokamak ne contient jamais plus d'une fraction de gramme de noyaux de tritium.

Le taux de fusion du plasma est principalement régi par :

- le débit d'injection du deutérium et du tritium et l'échange de deutérium et de tritium avec la première paroi ;
- la température, contrôlée par le bilan thermique entre l'autochauffage des particules alpha et d'autres systèmes de chauffage commandés depuis l'extérieur du plasma (faisceau de particules neutres, systèmes de radiofréquences...);
- et la densité du plasma, contrôlée par les systèmes de chargement et de pompage et limitée par des processus liés à la force du champ magnétique de confinement.

Tout écart par rapport aux paramètres nominaux sera susceptible d'occasionner soit une rapide interruption de la fusion entre le deutérium et le tritium, soit une montée en puissance faible et restreinte. Toute pollution survenant à partir de la première paroi (poussières ou ions d'impureté dus à une érosion superficielle ou à des fuites) empêchera le fonctionnement du plasma. En tout état de cause, une mauvaise étanchéité de la chambre à vide (première barrière de confinement) rendra impossible l'obtention du vide nécessaire à la réaction de fusion.

Le processus de fusion sera interrompu en cas de non-conformité aux conditions normales de plasma, de détection d'une anomalie dans le champ magnétique, ou encore d'incident au niveau des circuits de refroidissement de la première paroi, de la couverture ou du divertor.

Chaleur résiduelle

Pendant le fonctionnement du plasma, la chaleur est évacuée par les circuits de refroidissement de

la première paroi, de la couverture et du divertor. Ces composants absorbent la majeure partie de l'énergie neutronique et des autres rayonnements provenant du plasma. Au terme de la réaction de fusion, la seule chaleur à évacuer provient des dépôts d'énergie qui se sont constitués dans les structures après la décroissance des produits d'activation neutronique. La puissance calorifique du combustible est négligeable. Le réacteur a été conçu de manière à ce que l'un des deux circuits de refroidissement de la chambre à vide puisse garantir, par convection passive, l'évacuation de la chaleur résiduelle et le maintien des composants internes de la chambre à basse température.

Inventaire des facteurs de risque et confinement

La principale fonction de sûreté consiste à empêcher les rejets et la dispersion de matières radio-toxiques. S'agissant d'ITER, il convient de prendre en considération des facteurs de risque spécifiques, à savoir le tritium et la poussière produite par l'interaction entre le plasma et la paroi de la chambre à vide. Les produits de corrosion actifs du circuit de refroidissement ne doivent pas non plus être négligés, en particulier en matière d'exposition radiologique en exploitation.

Le tritium présent à l'état gazeux à l'intérieur du réacteur provient du cycle combustible, composé du chargement, du pompage et du traitement. Toutefois, le choix du carbone et du béryllium pour les composants face au plasma de la chambre à vide risque de faire de ces composants des "pièges" à tritium. Globalement, les installations d'ITER sont susceptibles de contenir à tout moment quelques kilogrammes de tritium.

Quant à la quantité de poussière présente dans le réacteur, elle devrait s'accumuler en phase de fonctionnement. L'étude de ce phénomène constituera l'un des objectifs de l'expérimentation. Par mesure de sécurité, la conception autorise la présence de quelques centaines de kilogrammes de poussières de carbone, de béryllium et de tungstène dans la chambre à vide. La mesure des poussières et la mise en œuvre de systèmes de dépoussiérage sont envisagées pour la phase de fonctionnement du plasma de tritium. Des programmes d'expérimentation et de recherche et développement ont déjà été engagés à cette fin, notamment au sein du Tore européen commun (JET - *Joint European Torus*).



Afin d'empêcher tout rejet significatif du tritium, ITER sera la première installation dotée de capacités de détritiation totale et de recyclage du tritium. En situation normale d'exploitation, la centrale ne devrait rejeter que de très faibles quantités de liquides et de gaz, équivalant à une dose individuelle de moins de $10\mu\text{Sv}$ par an pour la population la plus proche.

Le premier système de confinement sera destiné à empêcher les rejets. En cas de défaillance, un second système de protection sera activé pour circonscrire l'incident et/ou réduire les rejets et éviter ainsi, dans tous les cas envisageables, d'aboutir à une situation obligeant la population locale à prendre des mesures correctives.

Le premier système de confinement entoure le processus (chambre à vide, circuit de refroidissement, traitement du tritium, confinement des cellules et des déchets). Le second système de confinement comprend des cellules, des enceintes et des bâtiments ainsi que des systèmes de ventilation associés capables de créer une dépression, des filtres et des systèmes de détritiation en cas de fuite.

La sûreté de l'usine tritium, des cellules chaudes et du stockage des déchets sera garantie par une défense en profondeur et des barrières normalisées, à l'instar de toute installation de ce type déjà en fonctionnement, comme les réacteurs CANDU.

Exposition radiologique de l'exploitant

La spécificité et la nature expérimentale du réacteur ITER, s'agissant notamment du remplacement des composants internes de la chambre à vide, impliquent l'élaboration d'outils de télémanipulation appropriés. La mise en œuvre préalable du principe ALARA pendant la phase de conception technique devrait permettre d'abaisser la dose moyenne annuelle globale reçue par les exploitants pendant la durée de vie de l'installation en dessous de $0,5 \text{ man.Sv}$ et d'établir le niveau de dose individuelle à moins de 10 mSv pendant douze mois consécutifs en fin de vie, lorsque le niveau d'activation de la chambre à vide et d'autres composants internes de l'écran biologique aura atteint son maximum. Une surveillance attentive des doses d'exposition des exploitants pendant la phase de maintenance garantira un meilleur suivi et favorisera les améliorations, d'après les enseignements tirés d'autres activités nucléaires.

Fonctionnement et exploitation

Une fois l'assemblage terminé et chaque sous-système vérifié, il conviendra de consacrer un an environ aux essais des commandes et des interfaces entre les sous-systèmes, avant de produire le premier plasma. Le programme d'exploitation prévoit ensuite des phases préalables d'utilisation de l'hydrogène et du deutérium en vue de la complète mise en service et de la caractérisation de la machine, puis de la simulation d'opérations dans des conditions nucléaires proches de celles de la fusion du deutérium et du tritium.

Cette réaction de fusion se déroulera en deux grandes phases. Au cours de la première, l'énergie produite par la fusion nucléaire et la durée de l'impulsion augmenteront progressivement jusqu'à parvenir à l'objectif fixé de fonctionnement par induction. Le fonctionnement non inductif sera également développé, dans le but de parvenir au régime stationnaire. Les modules de couverture du réacteur seront testés dès que les flux neutroniques auront atteint un niveau significatif.

La seconde phase de la fusion du deutérium et du tritium, qui sera engagée après une dizaine d'années d'exploitation expérimentale, sera axée sur l'amélioration des performances globales et les essais sur les composants et les matériaux de fluence neutronique plus élevée. Cette phase sera l'occasion d'aborder les questions de l'augmentation de la disponibilité et de l'amélioration des modes de fonctionnement du plasma. Sa mise en œuvre et son programme seront décidés en fonction des résultats obtenus au terme des phases d'exploitation et de l'évaluation du bien-fondé et du degré de priorité des propositions du programme.

Déclassement

Il est prévu de procéder au déclassement en deux temps. D'abord, la machine sera mise hors fonction et dès son arrêt, purifiée du tritium et des poussières radioactives en provenance de la chambre à vide. Cette dernière se verra retirer ses composants internes, qui seront préparés en vue de leur entreposage conformément à la réglementation en vigueur. Ces activités, qui s'étendront sur une période d'environ cinq ans, seront menées à bien grâce aux équipements de télémanipulation et au personnel en place au moment de la cessation d'exploitation. Au terme de la première phase, le programme d'exploitation prévoit une période de décroissance radioactive avant le démantèlement

final et le stockage. En vertu de l'accord ITER, ces activités seront financées par un budget spécifique. Le démantèlement final et le stockage seront à la charge du pays hôte.

Conclusion

L'un des principaux objectifs d'ITER est de démontrer que la fusion nucléaire constitue une source d'énergie potentiellement sûre et respectueuse de l'environnement. La conception et l'exploitation d'ITER ont fait l'objet d'études exhaustives qui prouvent que ce réacteur à fusion nucléaire pourra satisfaire aux objectifs de sûreté et de respect de l'environnement.

Les études de sûreté montrent que la construction et l'exploitation d'ITER n'induisent pas de risques injustifiés en termes de santé et de sûreté et n'ont pas d'impact significatif sur l'environnement. ■



CONTRÔLE

la revue de l'Autorité de sûreté nucléaire

6, place du Colonel Bourgoïn, 75572 Paris Cedex 12
Diffusion : Tél. : 33 (0)1.40.19.86.53 – Fax : 33 (0)1.40.19.87.31
E-mail : ASN.PUBLICATIONS@asn.fr

Directeur de la publication :
André-Claude LACOSTE, Président de l'Autorité de sûreté nucléaire
Directeur de publication délégué : Alain DELMESTRE
Coordinateur du dossier : Jérôme RIEU
Rédactrice en chef : Agnès HUGUET
Secrétaire de rédaction : Fabienne COVARD

Photos : couverture – CEA / sommaire : ILL

p. 5 : CEA, p. 6 : CEA, ILL, p. 7, 11, 12, 14, 16 : CEA, p. 18 : ILL, p. 21 à 26 : CEA, p. 28 et 30 : IRSN,
p. 36 et 38 : CEA, p. 37 et 98 : LOUP, p. 39 : ASN, p.41 : CEA, p. 42 : ASN, p. 44 : ILL, p. 47 à 53 : CEA,
p. 54 à 56 : IRSN, p. 64 à 66 : ILL, p. 69 à 72 : AREVA, p. 75 à 77 : AIEA, p. 85 : Institut d'ingénierie nucléaire de Pékin,
p. 92 à 97 : CEA, p. 100 et 101 : organisation ITER

ISSN : 1254-8146 – Commission paritaire : 1294 AD
Réalisation : ARTYG – Imprimerie : CARACTÈRE, 15000 Aurillac

Autorité de sûreté nucléaire

Organigramme au 1^{er} mai 2007



COLLÈGE

André-Claude Lacoste, Président

François Barthélemy, Michel Bourguignon, Marie-Pierre Comets, Marc Sanson, Commissaires

CONSEILLER
Henri Legrand

DIRECTION DES RELATIONS
INTERNATIONALES (DRI)
Cyril Pinel

DIRECTEUR GÉNÉRAL
Jean-Christophe Niel

DIRECTEURS GÉNÉRAUX ADJOINTS
Alain Schmitt
Alain Delmestre

DIRECTEUR DE CABINET
Olivier Terneaud

SECRETARIAT GÉNÉRAL
COMMUNICATION
Alain Delmestre

MISSION JURIDIQUE
ET ORGANISATION
Olivier Terneaud

DIRECTION
DES CENTRALES NUCLÉAIRES
(DCN)
Olivier Gupta

DIRECTION
DES ÉQUIPEMENTS
SOUS PRESSION NUCLÉAIRES
(DEP)
Sophie Mourlon

DIRECTION
DES ACTIVITÉS INDUSTRIELLES
ET DU TRANSPORT
(DIT)
David Landier

DIRECTION
DES INSTALLATIONS
DE RECHERCHE ET DES DÉCHETS
(DRD)
Jérôme Rieu

DIRECTION
DE L'ENVIRONNEMENT
ET DES SITUATIONS D'URGENCE
(DEU)
Marc Stoliz

DIRECTION
DES RAYONNEMENTS IONISANTS
ET DE LA SANTÉ
(DIS)
Jean-Luc Godet

DIVISION
DE BORDEAUX
Délégué
Patrice Russac
•
Chef de division
Julien Collet

DIVISION
DE CAEN
Délégué
Alain-Louis Schmitt
•
Chef de division
Olivier Terneaud

DIVISION
DE CHÂLONS-
EN-CHAMPAGNE
Déléguée
Marie-Claire Beltrame-Devoti
•
Chef de division
Michel Babel

DIVISION
DE DIJON
Délégué
Christophe Quintin
•
Chef de division
Sophie Mourlon

DIVISION
DE DOUAI
Délégué
Michel Pascal
•
Chef de division
François Godin

DIVISION
DE LYON
Délégué
Philippe Guignard
•
Chef de division
Ch-Antoine Louët

DIVISION
DE MARSEILLE
Délégué
N...
•
Chef de division
Laurent Kueny

DIVISION
DE NANTES
Délégué
Stéphane Cassereau
•
Chef de division
Pierre Stiefridt

DIVISION
D'ORLÉANS
Délégué
Bernard Doroszzuk
•
Chef de division
Nicolas Chantremme

DIVISION
DE PARIS
Délégué
Philippe Ledenvic
•
Chef de division
N...

DIVISION
DE STRASBOURG
Délégué
Alain Liger
•
Chef de division
Guillaume Wack

NOM Prénom

Adresse

Code postal Ville Pays

À renvoyer à : ASN : Centre d'information et de documentation du public
6, place du Colonel Bourgoïn, 75572 Paris Cedex 12 – Fax : 33 (0)1 40 19 86 92

Les dossiers de la revue CONTROLE		Nbre d'ex. ⁽¹⁾	Nbre d'ex. ⁽¹⁾
100-101	La communication*	épuisé	149
102	Les déchets faiblement et très faiblement radioactifs (12.1994)*	épuisé	150
103	Le rapport d'activité 1994 de la DSIN (02.1995)*	épuisé	151
104	Les commissions locales d'information (04.1995)*	épuisé	152
105	La sûreté des réacteurs du futur, le projet EPR (06.1995)		153
106	L'organisation du contrôle de la sûreté et de la radioprotection (08.1995)		154
107	Les réacteurs en construction – le palier N4 (10.1995)		155
108	La crise nucléaire (12.1995)*	épuisé	156
109	L'activité en 1995 de la DSIN (02.1996)*	épuisé	157
110	Le retour d'expérience des accidents nucléaires (04.1996)		158
111	Les rejets des installations nucléaires (06.1996)*	épuisé	159
112	Les exercices de crise (08.1996)*	épuisé	160
113	Déchets radioactifs : les laboratoires souterrains de recherche (10.1996)		161
114	La communication sur les incidents nucléaires (12.1996)		162
115	L'activité de la DSIN en 1996 (02.1997)		163
116	La sûreté du cycle du combustible 1 ^{re} partie (04.1997)*	épuisé	164
117	La sûreté du cycle du combustible 2 ^e partie (06.1997)*	épuisé	165
118	La gestion des déchets très faiblement radioactifs (08.1997)		166
119	Le démantèlement des installations nucléaires (10.1997)		167
120	Le transport des matières radioactives (12.1997)		168
121	L'activité de la DSIN en 1997 (02.1998)		169
122	Le contrôle de la construction des chaudières nucléaires (04.1998)		170
123	Radioprotection et INB (06.1998)		171
124	Les relations internationales bilatérales (08.1998)		172
125	25 ans de contrôle de la sûreté nucléaire (11.1998) épuisé		173
126	La gestion des matières radioactives et son contrôle (12.1998)		174
127	La sûreté nucléaire en 1998 (03.1999)		175
128	Les réacteurs expérimentaux et de recherche (04.1999)		
129	Le vieillissement des installations nucléaires (06.1999)		
130	Sites contaminés et déchets anciens (08.1999)*	épuisé	
131	Les systèmes informatiques dans l'industrie nucléaire (10.1999)		
132	Le retour d'expérience des exercices de crise nucléaire (01.2000)		
133	La sûreté nucléaire en 1999 (03.2000)		
134	La gestion des déchets radioactifs : l'état des recherches début 2000 (04.2000)		
135	Les relations internationales multilatérales (06.2000)		
136	Le risque d'incendie dans les installations nucléaires (09.2000)		
137	Les rejets des installations nucléaires (11.2000)		
138	Le plutonium (01.2001)		
139	Rapport sur la sûreté nucléaire en France en 2000 (03.2001)		
140	L'homme, les organisations et la sûreté (05.2001)		
141	Sûreté nucléaire et transparence (07.2001)		
142	La protection contre les risques externes (09.2001)		
143	Le contrôle de l'utilisation des rayonnements ionisants (11.2001)		
144	L'inspection des installations nucléaires (01.2002)		
145	Rapport sur la sûreté nucléaire en France en 2001 (03.2002)		
146	Transport des matières radioactives (05.2002)		
147	Les réexamens de la sûreté des installations nucléaires (07.2002)		
148	La radioprotection des patients (10.2002)	épuisé	
			149
			150
			151
			152
			153
			154
			155
			156
			157
			158
			159
			160
			161
			162
			163
			164
			165
			166
			167
			168
			169
			170
			171
			172
			173
			174
			175

(1) Maximum 5 numéros

* Numéros épuisés consultables au Centre d'information et de documentation du public de l'ASN.

numéro peut être également disponible en version anglaise.