



INSTITUT DE FRANCE
Académie des sciences

Conférence débat de l'Académie des sciences

LES NOUVEAUX PROBLÈMES DE SÛRETÉ DU NUCLÉAIRE ACTUEL ET DE QUATRIÈME GÉNÉRATION

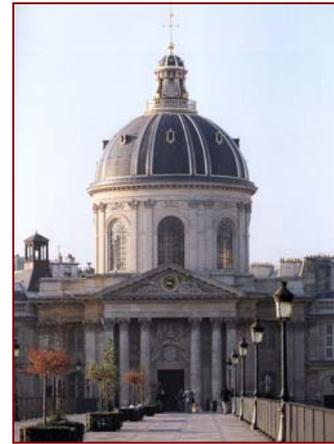
Mardi 18 octobre 2011 de 14h à 17h30

Organisateur : Denis JÉROME,

Membre de l'Académie des sciences

Modérateur : Edouard BRÉZIN,

Membre de l'Académie des sciences



Académie
des sciences

Grande salle
des séances

Palais de
l'Institut de
France

23, quai de
Conti
75006 Paris

14 h 00 Introduction

Denis JÉROME, *Membre de l'Académie des sciences, Laboratoire de Physique des solides, Orsay*

14 h 10 La recherche au CEA dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau de seconde et troisième génération

Philippe BILLOT, *Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies Alternatives*

14 h 40 Les réacteurs nucléaires de troisième génération

Bertrand BARRÉ, *Conseiller scientifique auprès d'AREVA, Professeur à l'Institut National des Sciences et Techniques Nucléaires*

15 h 10 Les évaluations complémentaires de sûreté du parc de production EDF

Xavier POUGET-ABADIE, *EDF*

15 h 40 Les réacteurs de quatrième génération – Le prototype ASTRID – Les enseignements de l'accident de Fukushima

François GAUCHÉ, *Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies Alternatives*

16 h 10 L'évaluation de la sûreté des réacteurs actuels et ceux de quatrième génération

Michel SCHWARZ, *Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire*

16 h 40 Discussion générale et conclusion

Contact : Académie des sciences de l'Institut de France
Service des séances – sandrine.chermet@academie-sciences.fr

Conférence-débat

LES NOUVEAUX PROBLÈMES DE SÛRETÉ DU NUCLÉAIRE ACTUEL ET DE QUATRIÈME GÉNÉRATION

Mardi 18 octobre 2011

Denis JÉROME, *Membre de l'Académie des sciences, Laboratoire de physique des solides, Orsay*

Introduction

L'évaluation des différentes filières énergétiques du futur a souvent alimenté les travaux de l'Académie des Sciences comme en témoignent les rapports de 2005 et 2007 sur les choix et pièges des énergies pour la période 2005-2050 disponibles sur le site de l'Académie. De plus, l'Académie s'est engagée sur une réflexion après l'accident nucléaire majeur de Fukushima (voir rapport sur le site). Dans la perspective d'un suivi de la question fondamentale de la production d'énergie sans rejet de gaz carbonique deux séances publiques d'information sont organisées.

Le 18 Octobre dans le cadre d'une conférence- débat les nouveaux problèmes de sûreté des réacteurs actuels et de quatrième génération seront exposés par cinq intervenants spécialistes du domaine. Le 15 Novembre, un défi scientifique suivi d'un débat portera sur les perspectives des énergies renouvelables.

L'Académie des Sciences espère que ces deux séances aideront nos concitoyens à améliorer leur connaissance sur une question aussi cruciale tant pour la société que pour l'environnement.

Conférence-débat

LES NOUVEAUX PROBLÈMES DE SÛRETÉ DU NUCLÉAIRE ACTUEL ET DE QUATRIÈME GÉNÉRATION

Mardi 18 octobre 2011

Philippe BILLOT, *Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies Alternatives*

La recherche au CEA dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau de 2ème et 3ème génération

Les programmes de recherches du CEA dans le domaine de la sûreté des réacteurs nucléaires sont conduits pour le compte des industriels dans le cadre d'un fort partenariat international. Ces recherches permettent, d'une part d'effectuer une expertise scientifiquement étayée, d'autre part de faire progresser l'état de l'art dans les domaines étudiés.

Pour ce qui concerne les agressions externes, les travaux de R&D visent à développer, optimiser et valider les méthodes permettant une meilleure détermination des aléas sismiques et de leurs conséquences. La réalisation du programme s'appuie sur des outils de calcul et des moyens expérimentaux performants (plateforme Tamaris) qui sont amenés à se développer au sein d'un Institut de Maîtrise du Risque Sismique en cours de création.

Dans le domaine du comportement du combustible en situation accidentelle, l'enjeu est principalement la tenue des gaines de combustibles pour éviter la perte d'intégrité de la première barrière de confinement et de se prémunir d'une évolution d'un accident d'excursion de puissance ou de perte de refroidissement vers un accident avec fusion du coeur.

En situation prolongée de perte de refroidissement conduisant à la dégradation du coeur, on assiste à la production d'hydrogène et à la formation de débris ainsi que de corium issus de la fusion du combustible et de ses structures.

Pour faire face au risque hydrogène, l'objectif est de compléter la compréhension des phénomènes de déflagration et de détonation de l'hydrogène ainsi que la recherche de méthodes de prévention du risque d'explosion.

Les programmes de recherche sur le corium portent sur sa formation, sa progression en cuve puis hors cuve en cas de percement de celle-ci, son interaction avec le béton et avec l'eau grâce notamment aux essais réalisés dans la plateforme PLINIUS.

L'acquisition des connaissances futures visera à évaluer la pertinence des dispositions qui permettraient le refroidissement du corium pour arrêter sa progression en réduisant ainsi le risque de percement du radier.

Enfin, en cas de rupture ou de fusion des gaines combustibles, une partie de la radioactivité contenue dans le coeur du réacteur est susceptible d'être transférée dans l'enceinte de confinement, voire dans l'environnement. Les études menées jusqu'à présent ont permis d'acquérir une bonne connaissance du comportement des différentes familles de produit de fission selon leur volatilité pour les combustibles UO₂ actuels.

L'objectif est d'acquérir dans l'installation VERDON, la même connaissance pour les combustibles MOX quels que soient les scénarios accidentels.

CEA Research on Generation II and III LWR Safety

CEA research programmes in the field of nuclear reactor safety are conducted on behalf of industrials as part of a major international partnership. The interest of this research is, firstly, to afford scientifically-grounded expertise and, secondly, to foster state-of-the-art advances in the areas investigated.

As regards external hazards, R&D works aim at developing, optimising and validating the methods that enable random seismic events and their effects to be better determined.

The programme implementation is based on highly performing computational tools and experimental means (Tamaris platform) which are to be developed within an institute under construction: "Institut de Maîtrise des Risques Sismiques".

Concerning fuel behaviour in accidental situations, the main issue at stake is fuel clad behaviour, i.e. how to avoid loss of integrity in the first containment barrier, and hinder the evolution of a power excursion accident or loss-of-coolant accident to a core melt accident.

In the case of a long-term loss-of-coolant situation leading to a degraded core, this results in hydrogen generation as well as in formation of debris and corium arising from the melting of fuel and its structures.

Coping with the hydrogen risk requires setting an objective such as improved understanding of hydrogen deflagration and detonation phenomena, and further research on explosion risk prevention methods.

Corium research programmes deal with corium formation, in-vessel and (in case of breach) ex-vessel progression, and its interaction with concrete and water, especially through the tests carried out in the PLINIUS platform. The goal of future knowledge acquisition will be to assess the relevance of measures intended to allow the corium to cool and thus stop its progression, thereby reducing the risk of basement melt-through.

Last but not least, in case of fuel clad failure or melt, part of the radioactivity contained in the reactor core is likely to be transferred into the containment and even the environment.

As regards current UO₂ fuels, studies performed till now have resulted in a thorough knowledge on how the various fission products families behave depending on their volatility. The objective now is to use the VERDON facility to acquire the same knowledge concerning MOX fuels, for any type of accident scenarios.

Conférence-débat

LES NOUVEAUX PROBLÈMES DE SÛRETÉ DU NUCLÉAIRE ACTUEL ET DE QUATRIÈME GÉNÉRATION

Mardi 18 octobre 2011

Bertrand BARRÉ, *Conseiller scientifique auprès d'AREVA, Professeur à l'Institut National des Sciences et Techniques Nucléaires (INSTN)*

Les réacteurs nucléaires de troisième génération

Depuis 1999, on parle de « générations » de systèmes nucléaires, nomenclature générale aux limites parfois imprécises ou brouillées par le marketing. On appelle ici « réacteurs de troisième génération » les réacteurs conçus après 1990 qui intègrent les leçons tirées des accidents de Three Mile Island et Tchernobyl. En particulier, ils comportent, en plus des systèmes déjà présents sur les réacteurs de génération 2 en marche aujourd'hui des dispositifs et des systèmes destinés à assurer que même en cas de fusion complète du cœur, et quelle que soit la faible probabilité d'un tel événement, la radioactivité resterait confinée dans le réacteur et qu'aucune mesure d'évacuation ne serait nécessaire.

Plusieurs réacteurs de troisième génération sont proposés sur le marché, mais seuls 4 modèles REP et 1 modèle REB répondant au critère mentionné ci-dessus sont en cours de construction, et la concurrence actuelle semble surtout focalisée sur 2 d'entre eux, l'EPR et l'AP1000.

Ces deux REP sont intéressants à comparer car l'un se veut « évolutionnaire », sa sûreté reposant essentiellement sur des systèmes de sauvegarde actifs tandis que l'autre s'affiche plus « révolutionnaire » en donnant plus d'importance aux systèmes passifs.

Pour autant que l'on puisse en juger actuellement, l'accident de Fukushima n'a fait que valider les améliorations de sûreté introduites par la troisième génération.

Third Generation NPPs

In 1999, was minted the term « generations » of nuclear power systems, with some degree of imprecision about their limits, often blurred by marketing considerations. Here, we call « Generation III reactors» nuclear plants designed later than 1990 which embody lessons learned from Three Mile Island and Chernobyl accidents. In addition to the systems present in generation II plants operating now, they incorporate notably systems dedicated to insure that, were a full core meltdown to occur and no matter how low the probability of such an event, no significant amount of radioactivity would escape the plant and no evacuation would be necessary.

Several generation III plants are being offered by the vendors, but only 4 PWR models and 1 BWR model fulfilling the abovementioned criterion are presently under construction and competition is mostly between EPR and AP1000.

Both PWR are interesting to compare. The former claims to be « evolutionary », as its safety relies mostly on active safeguard systems, while the latter is said more « revolutionary », emphasizing its passiveness.

As far as we can judge today, the Fukushima accident did validate the safety enhancements brought by generation III.

Conférence-débat

LES NOUVEAUX PROBLÈMES DE SÛRETÉ DU NUCLÉAIRE ACTUEL ET DE QUATRIÈME GÉNÉRATION

Mardi 18 octobre 2011

Xavier **POUGET-ABADIE**, *EDF*

Les évaluations complémentaires de sûreté du parc de production EDF

EDF a remis à l'ASN ses 19 rapports d'évaluations complémentaires de sûreté pour ses sites nucléaires en exploitation et en construction. Ce réexamen approfondi de la conception des centrales post-Fukushima a été réalisé à la demande du gouvernement français conformément au cahier des charges publié par l'ASN, le 5 mai 2011.

Ces rapports consistent à réévaluer les centrales existantes et en construction (intégrant les EPR) et de s'assurer ainsi des marges de sûreté des installations face :

- aux risques de séisme et d'inondation,
- à la perte simultanée de la source de refroidissement et des alimentations électriques,
- aux conséquences en cas d'accidents graves,
- aux règles appliquées dans le domaine de la sous-traitance.

Effectuées pour l'ensemble d'un site, ces évaluations menées par plus de 300 ingénieurs d'EDF consistent à prendre en compte des situations extrêmes qui dépasseraient celles retenues lors de la conception des installations nucléaires et des réexamens de sûreté successifs.

Ces analyses témoignent en premier lieu d'un bon niveau de sûreté sur l'ensemble du parc nucléaire d'EDF. Des mesures complémentaires post-Fukushima ont été proposées à l'ASN, poussant plus loin les hypothèses, et ce pour concourir à élever encore le niveau de sûreté des centrales. Le parc nucléaire d'EDF repose en effet sur les principes de l'amélioration continue. Les installations existantes, comme les nouvelles, bénéficient ainsi en permanence du retour d'expérience de toutes les centrales, et tirent les enseignements des accidents qui surviennent dans le monde.

A l'issue de l'instruction par l'ASN fin 2011, EDF élaborera un plan d'action qui s'étalera sur plusieurs années, comprenant à la fois les études complémentaires et les modifications décidées.

Complementary safety assessments of the EDF French Nuclear Power Plants

EDF has submitted its 19 supplementary safety reports for the nuclear sites that are currently operating and those that are under construction to the ASN. This in-depth review of the design of power plants post-Fukushima was launched at the request of the French government, in accordance with the specifications published by the ASN on 5th May 2011.

The reports involved reassessing the existing power plants along with those under construction (including EPRs) and checking the safety margins of installations in relation to:

- the risks of earthquakes and floods;
- the simultaneous loss of the cooling source and the electricity supply;
- the consequences of serious accidents;
- the applicable rules relating to subcontracting.

These assessments, dealing with the whole site and carried out by over 300 EDF engineers, involved considering extreme situations beyond those taken into account when the nuclear installations were initially designed and further to the subsequent safety assessments that have already been carried out.

Firstly, these analyses demonstrate a good level of safety for all of EDF's nuclear facilities. Supplementary measures post-Fukushima have been put forward to the ASN, taking potential situations even further with the aim of continuing to improve the level of safety at the plants. EDF's nuclear fleet is indeed committed to the principle of ongoing improvement. Existing installations as well as new ones reap the benefits of feedback from all plants, learning from the outcome of accidents that take place all around the world.

Once the ASN has issued its instructions at the end of the year, EDF will put together an action plan to be spread over several years covering both the supplementary studies and the modifications that have been identified.

Conférence-débat

LES NOUVEAUX PROBLÈMES DE SÛRETÉ DU NUCLÉAIRE ACTUEL ET DE QUATRIÈME GÉNÉRATION

Mardi 18 octobre 2011

François GAUCHÉ, CEA

Les réacteurs de 4^{ème} génération

Le prototype ASTRID

Les enseignements de l'accident de Fukushima

Les systèmes de 4^{ème} génération doivent pouvoir multirecycliser le plutonium, utiliser le mieux possible la ressource en uranium, et si cette option est retenue, avoir la capacité de réaliser la transmutation de certains actinides mineurs. Ceci nécessite des réacteurs fonctionnant en spectre de neutrons rapides, couplés à un cycle fermé du combustible. Ils doivent répondre aux exigences de sûreté résultant des instructions de sûreté des réacteurs de 3^{ème} génération et du retour d'expérience de l'accident de Fukushima.

Parmi les six concepts sélectionnés par le Forum international Génération IV, le CEA se concentre principalement sur les technologies de réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR-Na), et dans une moindre mesure sur les réacteurs refroidis par gaz.

Les RNR-Na ont fait l'objet de nombreuses réalisations dans le monde, accumulant plus de 400 années-réacteur d'exploitation. Plusieurs réacteurs sont encore en service, et l'on voit se dessiner de nombreux projets, notamment en Russie, Inde et Chine. Pour la France, le prototype ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration) est un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium, électrogène de puissance suffisante (600 MWe) pour être qualifié de démonstrateur industriel, qui remplira les critères de la 4^{ème} génération, et dont la mise en service est prévue à l'horizon 2020 pour préparer un déploiement industriel à partir de 2040. Les études de conception d'ASTRID sont financées par le programme d'investissements d'avenir (650 M€ sur la période 2010-2017).

En matière de sûreté des RNR-Na, l'objectif est de renforcer la robustesse de la démonstration sur l'ensemble des fonctions de sûreté (contrôle de la réactivité, refroidissement, confinement), en particulier sur la conception du cœur, les moyens d'évacuation de la puissance résiduelle et les réactions sodium-eau.

Ainsi, le CEA, EDF et AREVA travaillent sur la conception d'un cœur qui a la particularité de présenter un coefficient de vidange du sodium négatif. Ce cœur constitue, si la confirmation est apportée par les travaux en cours, une avancée essentielle dans le domaine de la sûreté.

Concernant l'évacuation de puissance résiduelle, les RNR-Na sont caractérisés par une grande inertie thermique. Ils permettent aussi une combinaison de systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle passifs et actifs, redondants et diversifiés, capables d'évacuer la puissance résiduelle dès la chute des barres, et ce même en cas de perte totale des alimentations électriques et de la source froide en eau. Leur efficacité a été vérifiée à plusieurs reprises lors de tests sur les réacteurs précédents.

En ce qui concerne la réaction sodium-eau, l'objectif est de concevoir des réacteurs qui, soit éliminent totalement la possibilité d'une telle réaction, par l'emploi d'un fluide alternatif, soit garantissent l'absence de conséquences sur la sûreté au cas où une telle réaction aurait lieu.

GENIV reactors – The ASTRID prototype – Lessons learnt from Fukushima accident

Generation IV systems shall be able to multirecycle plutonium, make the best use of uranium resource, and, if so decided, perform transmutation of certain minor actinides. This calls for fast neutron reactors and a closed fuel cycle. GENIV systems shall meet safety requirements as stringent as for 3rd generation reactors, and take into account lessons learnt from Fukushima accident.

Among the six concepts selected by the GENIV International Forum, CEA focuses mainly on sodium-cooled fast reactors (SFR) and to a smaller extent, on gas-cooled fast reactors.

There was many realization of SFRs in the world, totalizing more than 400 reactor.years of operation experience. Several reactors are still operating, and many projects are planned, mainly in Russia, India and China. In France, the ASTRID prototype (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration) is a sodium-cooled fast neutron reactor, coupled to the grid, powerful enough (600 eMW) to be an industrial demonstrator, fulfilling GENIV criteria, to be commissioned by 2020 in order to prepare industrial deployment by 2040. ASTRID design studies are financed through a multiannual governmental funding (650 M€over 2010-2017 period).

In the field of SFR nuclear safety, the objectives are to reinforce the robustness of the safety demonstration for all safety functions (reactivity control, cooling, confinement), in particular for core design, decay heat removal systems and sodium-water reactions.

That is why CEA, EDF and AREVA are designing a core with a negative sodium void coefficient. This core is considered, if the current studies confirm its properties, as a major advance in the field of safety.

As for decay heat removal, SFRs show a large thermal inertia. SFR allow the design of several decay heat removal systems that are active or passive, redundant and diversified, able to evacuate decay heat from reactor scram on, even in the case of total loss of plant power supply and water heat sink. Their efficiency was verified several times by tests on past reactors.

On sodium-water reaction, the objective is the design of reactors that, either fully eliminate such possibility in using an alternative fluid to water, or guarantee no consequences on safety in case such reaction would take place.

Conférence-débat

LES NOUVEAUX PROBLÈMES DE SÛRETÉ DU NUCLÉAIRE ACTUEL ET DE QUATRIÈME GÉNÉRATION

Mardi 18 octobre 2011

Michel SCHWARZ, *Directeur Scientifique, Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN)*

L'évaluation de sûreté des réacteurs actuels et de ceux de 4^{ème} génération

L'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire est l'expert public en matière de recherche et d'expertise relatives aux risques nucléaires et radiologiques. A ce titre, l'une de ses missions consiste à apporter un appui technique à l'Autorité de Sûreté Nucléaire en matière d'évaluation de la sûreté des réacteurs en cours d'exploitation ou de construction, mais aussi en projet, comme ceux de 4^{ème} génération.

La responsabilité de la sûreté des réacteurs nucléaires incombe en premier lieu à l'exploitant. Il doit démontrer à l'ASN que les moyens techniques et organisationnels mis en œuvre permettent d'assurer le fonctionnement de ces réacteurs en toute sûreté.

Plus que la simple vérification de conformité à des référentiels, l'évaluation de l'Institut consiste à analyser techniquement et scientifiquement les dispositions et démonstrations de sûreté proposées par l'exploitant tout au long de la vie des réacteurs, de leur conception jusqu'à leur démantèlement. Pour ce faire, il réalise des contre-études, le plus souvent à l'aide d'outils de calcul qu'il a lui-même développés et validés. Il évalue les niveaux de sûreté au regard des incertitudes qui peuvent exister, et se prononce sur la suffisance des dispositions prévues par l'exploitant. Il émet alors des avis et des recommandations qui contribuent à l'amélioration de la sûreté des réacteurs. Il propose également des mesures visant à protéger les populations dans l'hypothèse d'un accident.

Sa capacité technique et scientifique d'expertise repose sur sa bonne connaissance des installations, sur son analyse permanente du retour d'exploitation des réacteurs et aussi sur ses activités de recherche, conçues le plus souvent dans un cadre national et international, ce qui lui assure les moyens d'investigation les plus performants. Elles sont focalisées sur les domaines à fort enjeu de sûreté tels que l'aléa sismique, l'incendie, le combustible en situation accidentelle, les accidents avec fusion de cœur... et complétées par des études, telles celles visant à évaluer les probabilités de fusion d'un cœur de réacteur à partir de toutes les séquences initiatrices d'accident plausibles.

L'accident de FUKUSHIMA conforte la démarche française d'amélioration continue de la sûreté des installations nucléaires, notamment à l'occasion des réexamens de sûreté décennaux, sur la base des enseignements tirés du retour d'expérience mais aussi du progrès des connaissances. Il montre clairement l'intérêt des modifications déjà apportées sur les réacteurs français mais il souligne aussi la nécessité de progresser encore, notamment dans la prise en compte du cumul d'agressions externes et dans les dispositions à mettre en œuvre pour limiter les conséquences d'accidents avec fusion du cœur. L'Institut étudie d'ores et déjà les améliorations de sûreté possibles pour en débattre avec l'exploitant.

The safety assessment of operating and Generation 4 Nuclear Reactors

The French “Institut de Radioprotection et de Sûreté” is the public expert in research and expertise related to nuclear and radiological risks. As such, one of its missions is to provide technical support to the French “Autorité de Sûreté Nucléaire” in assessing the safety of reactors in operation or construction, but also in project, such as of generation 4.

Responsibility for nuclear reactor safety is primarily the duty of the operator. It must demonstrate to the ASN that the technical and organizational implementations allow for the operation of these reactors safely.

More than just checking compliance with rules and requirements, the assessment performed by the Institute is to analyze in technical and scientific terms the safety demonstrations offered by the operator throughout the life of the reactor, from design to decommissioning. To do this, it performs alternative studies, mostly using computational tools that it has himself developed and validated. It assesses the levels of safety against the uncertainties that exist, and decide on the adequacy of the provisions of the operator. It then issues opinions and recommendations that contribute to the improvement of reactor safety. It also proposes measures to protect people in the event of an accident

Its technical capacity and scientific expertise is based on its knowledge of the facilities, on its ongoing analysis of the lesson learned of reactor operation and also on its research activities, most often achieved on a national and international level, which assures means of investigation the most efficient. They focused on areas with high stakes of safety such as seismic hazard, fire propagation, fuel under accident conditions, accidents with core meltdown ... and supplemented by studies such as those designed to assess the probability of core meltdown from all initiators of accident sequences plausible.

The FUKUSHIMA accident reinforces the French approach to continuously improve the safety of nuclear installations, especially during the ten-year safety reviews, based on lessons learned from feedback but also the advancement of knowledge. It clearly shows the interest of the changes already made to the French reactors but also stresses the need for further progress, especially in consideration of the accumulation of external aggressions and in the provisions to be implemented to limit the consequences of core meltdown accidents. The Institute is already investigating the possible safety improvements to be discussed with the operator.