

# Installations expérimentales pour la recherche en sûreté des réacteurs avancés

par A. Amri, J. Papin, J. Uhle et C. Vitanza\*

Depuis de nombreuses années, l'AEN étudie les questions liées aux réacteurs avancés et diffuse des informations utiles aux organismes de réglementation, aux concepteurs et aux chercheurs sur les questions de sûreté et les besoins connexes en recherche. À la suite des recommandations formulées par les participants à un atelier de l'AEN, le Groupe de travail sur les installations expérimentales pour les réacteurs avancés (*Task Group on Advanced Reactor Experimental Facilities – TAREF*) a été créé dans le but de recenser les installations capables de mener les recherches nécessaires pour assurer la sûreté des réacteurs refroidis par gaz (RRG) et des réacteurs rapides refroidis au sodium (RRS), sans exclure d'autres filières de réacteur qui pourraient être prises en compte ultérieurement. Le groupe TAREF a donc été institué en 2008 et se compose des pays suivants : l'Allemagne, le Canada, la Corée, les États-Unis, la Finlande, la France, la Hongrie, l'Italie, le Japon et la République tchèque. Au cours de la deuxième phase, l'Inde a présenté des informations précieuses sur ses installations expérimentales où s'effectuent des recherches sur la sûreté des RRS.

## Méthode d'étude

Les membres du groupe TAREF ont décidé d'utiliser une approche fondée sur l'expérience acquise dans le cadre d'une activité similaire de l'AEN sur les installations-soutien des réacteurs existants et avancés, laquelle est décrite dans le rapport intitulé *Nuclear Safety Research in OECD Countries: Support Facilities for Existing and Advanced Reactors (SFEAR)*. La méthode d'étude adoptée avait d'abord pour but d'identifier les questions de sûreté les plus importantes à approfondir par des recherches, puis de classer les installations disponibles ou envisagées en fonction de leur pertinence à répondre à ces questions de sûreté.

Le Groupe de travail a aussi convenu que la tâche liée aux RRG pourrait être menée à bien avant les travaux portant sur les RRS, étant donné qu'une partie importante des questions à traiter avait déjà été regroupée lors d'un exercice de la Commission de réglementation nucléaire des États-Unis (*US Nuclear Regulatory Commission – USNRC*) sur les tableaux d'identification et de classement hiérarchique des phénomènes (*Phenomenon Identification and Ranking Tables – PIRT*). Ainsi, deux rapports distincts ont été publiés eu égard aux tâches consacrées respectivement aux RRG et aux RRS. Ces rapports sont résumés ci-dessous.

## Démarche pour les réacteurs refroidis par gaz

Le TAREF a adopté une démarche similaire à celle qu'avait utilisée l'USNRC pour élaborer les PIRT et a désigné les domaines techniques suivants à étudier : les accidents et la thermique des fluides caloporteurs (y compris la neutronique), le transport des produits de fission, les matériaux métalliques, le graphite et les céramiques à haute température, ainsi que le combustible à triple structure isotrope (TRISO) et d'autres types de combustibles. Dans le cas de matériaux structuraux, l'expérience rattachée au graphite et aux céramiques pourrait s'étendre à d'autres domaines que le nucléaire et a été prise en compte dans toute la mesure du possible. D'autres disciplines techniques, telles l'évaluation du risque sismique (sauf pour les conséquences possibles sur la compaction du cœur), la protection contre l'incendie, les systèmes de contrôle-commande, ainsi que les facteurs humains et organisationnels ne sont pas abordés dans le rapport, dans la mesure où ces questions ne concernent pas seulement les RRG.

Pour chacun des domaines techniques signalés plus haut, les membres du groupe TAREF ont identifié les questions de sûreté à éclairer par de nouvelles recherches. Seuls les thèmes désignés comme étant d'importance pour la sûreté et pour lesquels l'état des connaissances est « faible » ou « moyen » ont été retenus pour les discussions.

## Démarche pour les réacteurs rapides au sodium

D'après les discussions qui ont eu lieu et les résultats issus des réponses à un questionnaire, les membres du groupe TAREF ont identifié les domaines techniques suivants à traiter dans le cas des RRS : la thermique des fluides caloporteurs, la sûreté du combustible, la physique des réacteurs, les accidents graves, les risques liés au sodium, l'intégrité des structures, etc. Les quatre premiers domaines techniques concernent les phénomènes et les questions propres au secteur nucléaire, tandis que les autres

\* M. Abdallah Amri ([abdallah.amri@oecd.org](mailto:abdallah.amri@oecd.org)) fait partie de la Division de la sûreté nucléaire de l'AEN, tandis que Mme Joëlle Papin ([joelle.papin@irsn.fr](mailto:joelle.papin@irsn.fr)) travaille à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) de France et préside le TAREF/SFR ; Mme Jennifer Uhle ([jennifer.uhle@nrc.gov](mailto:jennifer.uhle@nrc.gov)) dirige la Division des analyses de systèmes (Division of Systems Analysis) du Bureau des recherches en réglementation nucléaire (Office of Nuclear Regulatory Research), de l'USNRC et préside le TAREF/GCR ; M. Carlo Vitanza ([carlo.vitanza@hrp.no](mailto:carlo.vitanza@hrp.no)) est le gestionnaire principal du Projet Halden de l'OCDE/AEN en Norvège.

portent sur des phénomènes relatifs au secteur nucléaire, mais dont l'application peut être plus large.

De même, l'évaluation du risque sismique (sauf pour les conséquences possibles sur la compaction du cœur), les systèmes de contrôle-commande, ainsi que les facteurs humains et organisationnels n'ont pas été abordés, parce qu'ils ne se rattachent pas exclusivement à l'industrie nucléaire et que, au sein du domaine nucléaire, ils ne sont pas liés uniquement aux RRS. D'autres domaines techniques, comme la fabrication et la manutention du combustible et les techniques de recherche sur les matériaux irradiés (comme celles qui sont utilisées dans les cellules chaudes) n'ont pas été prises en compte, car elles s'assimilent davantage aux questions d'exploitation ou ne sont pas liées exclusivement aux RRS.

Pour chacun des domaines techniques cités plus haut, les membres du groupe de travail ont défini une série de questions sur la sûreté nécessitant des recherches supplémentaires et les ont classées par degré d'importance vis-à-vis de la sûreté (haute, moyenne, faible) et en fonction de l'état des connaissances fondé sur l'échelle suivante par rapport à une connaissance parfaite : très bon (75 à 100 %), moyen (25 à 75 %) et faible (0 à 25 %). Dans le cas des RRG, seules les questions identifiées comme étant d'importance pour la sûreté et pour lesquelles l'état des connaissances est faible ou moyen ont été intégrées dans les discussions, dans la mesure où ces questions nécessiteraient des études plus poussées.

## Questions de sûreté et installations expérimentales appropriées

Pour chacune des questions de sûreté identifiées, les membres du groupe TAREF ont désigné des installations appropriées et fourni des indications pertinentes, comme les conditions d'exploitation (en ou hors réacteur), le domaine de fonctionnement, la description de la section d'essai, le type d'essai, l'instrumentation, l'état actuel et la disponibilité, ainsi que l'unicité. D'après les informations recueillies, les membres du groupe TAREF ont évalué les perspectives et les priorités des recherches sur la sûreté des RRG et des RRS et ont formulé des recommandations relatives aux priorités et aux options en vue d'utiliser les installations dans le cadre de programmes internationaux. Plus particulièrement, le groupe a convenu des principaux critères à appliquer pour fixer les priorités en se basant sur les éléments suivants, classés, pour chacun d'entre eux, par ordre d'importance élevée, moyenne ou faible :

- la capacité de l'installation de traiter une question donnée ;
- l'unicité (notamment la possibilité d'effectuer des essais en pile sur un prototype) ;
- l'existence des moyens envisagés pour traiter de la question : vu le contexte spécifique de la mise au point des RRS qui a nécessité une importante activité de R-D de 1970 à 1995, qui a été suivie par une réduction des efforts et qui connaît main-

tenant une reprise dans plusieurs pays, trois fenêtres de temps ont été examinées (0 à 3 ans, 4 à 8 ans et au-delà de 8 ans) ;

- la disponibilité et la capacité du personnel pour s'occuper de telle ou telle question ;
- les coûts d'exploitation (moins de 0,3 million USD, de 0,3 à 1 million USD et plus de 1 million USD) ou de construction (moins de 0,5 million USD, de 0,5 à 2 millions USD et plus de 2 millions USD).

Le groupe a classé les installations qui coûtaient cher à exploiter ou à construire à un rang élevé parce qu'elles risquent davantage d'être retenues pour héberger un programme de coopération multilatérale que les installations meilleur marché qui, elles, pourraient être soutenues par un pays à lui tout seul. Les membres du groupe TAREF qui avaient proposé des installations ont été invités à les caractériser selon les critères mentionnés ci-dessus. En se fondant sur ces informations, des conclusions ont été tirées et des recommandations ont été formulées telles que ci-après.

## Conclusions et recommandations

1. Les travaux du TAREF se sont avérés utiles non seulement pour dégager un consensus concernant les domaines et les questions techniques liés à la sûreté des filières RRG et RRS, mais aussi pour identifier un certain nombre d'installations qui sont déjà prêtes ou qui seront prêtes à soutenir des recherches sur la sûreté des RRG et de RRS dans les pays membres de l'OCDE/AEN.
2. Les installations existantes, de même que les installations qui sont actuellement en construction ou prévues dans les pays membres, couvrent tous les domaines techniques d'intérêt et la plupart des questions de sûreté qui y ont été identifiées. Il n'y a donc pas lieu pour le Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) de l'AEN de songer à construire une installation au-delà de ce qui est actuellement prévu dans les pays membres. Toutefois, vu le contexte spécifique de l'élaboration des RRS, beaucoup d'installations qui étaient refroidies par le sodium par le passé ne sont plus en service ou ont été converties pour résoudre des questions liées aux réacteurs à eau, ce qui explique, dans le cas des RRS, que la disponibilité d'installations appropriées pour tous les domaines techniques soit restreinte à court terme et que la décision de relancer ou de modifier certaines installations soit actuellement à l'étude. La situation a aussi incité le groupe à classer les installations selon trois fenêtres de temps jusqu'au long terme, c'est-à-dire au-delà de huit ans à partir de maintenant.
3. Après avoir dépouillé les réponses qui ont été reçues, les installations classées au rang le plus élevé ont été répertoriées. Dans le cas des RRS, elles sont classifiées à court, à moyen et à long termes, mais il est important de noter que la disponibilité des installations qui sont en construction ou qui sont appelées à redémarrer ou à être

rénovées ne peut être assurée par rapport à une date donnée. Toute installation qui est disponible à court terme est supposée disponible à moyen et à long termes, de même que toute installation disponible à moyen terme est réputée potentiellement disponible à long terme.

#### Recommandations spécifiques pour les réacteurs refroidis au gaz

4. Le réacteur expérimental technique japonais à haute température (*High-temperature Engineering Test Reactor – HTTR*) constitue une ressource sans équivalent, dans la mesure où c'est le seul RRG expérimental à haute température qui soit disponible pour mener un programme d'essais dans les pays membres de l'OCDE/AEN. Il s'agit d'un réacteur modéré au graphite et refroidi à l'hélium qui peut atteindre des températures aussi élevées que 1 600°C dans certaines conditions simulant des situations accidentelles. Les expériences prévues pour étudier les effets de la perte de circulation forcée sur le comportement du système de refroidissement du puits de cuve sont étroitement liées aux évaluations de sûreté des RRG. Le HTTR convient aussi pour étudier les questions de neutronique, de rejets de produits de fission et de poussières de graphite dans les configurations de combustible prismatiques. Des dispositions devraient être prises afin d'établir un programme international axé sur les capacités du HTTR et sur les questions de sûreté identifiées par le groupe TAREF.
5. La boucle à hélium et à haute température (*High-temperature Helium Loop – HTHL*) de la République tchèque est conçue pour y réaliser des tests à effets séparés hors et en pile, offrant ainsi la souplesse voulue pour entreprendre des études dans lesquelles l'effet combiné d'un environnement gazeux à haute température et des rayonnements convient parfaitement, notamment dans le cas de la migration des produits de fission ou le comportement des matériaux à haute température.
6. Les plans concernant le HTTR et le HTHL conviennent tout à fait aux initiatives à court terme, notamment dans le cas des propositions qui pourraient aboutir à fixer la teneur d'un programme expérimental en moins d'une année ou

deux. Suivant les pratiques en vigueur pour les projets communs de l'OCDE/AEN, de telles initiatives dépendent non seulement de la candidature d'un pays et d'une installation d'accueil, mais aussi du soutien coopératif des autres pays membres. L'appui de l'OCDE/AEN sera nécessaire pour instaurer de tels programmes.

7. Le Commissariat à l'énergie atomique (CEA) de France est encouragé à tenir au courant le CSIN et ses groupes de travail concernés de tout développement dans la conception de réacteurs à neutrons rapides refroidi au gaz (RNR-G) et de toutes les avancées analytiques et expérimentales visant à étayer un tel développement, y compris les projets de programmes expérimentaux spécifiques, au besoin. Plus particulièrement, le CEA devrait fournir des mises à jour des plans à long terme pour le RNR-G de démonstration ALLÉGRO vers lequel tous les efforts communs internationaux pourraient bien converger à long terme (soit environ dix ans).

#### Recommandations spécifiques pour les réacteurs rapides au sodium

8. Les membres du groupe TAREF ont convenu que les principaux besoins en R-D eu égard aux nouveaux projets de RRS portent sur les points techniques suivants par ordre de priorité : la sûreté de combustible et les accidents graves sont de toute première importance, vu le manque de connaissances sur la nouvelle conception des aiguilles de combustibles et les nouveaux matériaux connexes ; la seconde priorité regroupe la thermique des fluides caloporteurs et la physique du cœur dans la mesure où les connaissances actuelles sont considérées comme à peu près suffisantes, lorsque les marges d'incertitude sont prises en compte ; enfin, les risques liés au sodium et l'intégrité des structures formeraient la troisième priorité, étant donné qu'ils relèvent davantage de la conception.
9. Les besoins relatifs aux capacités d'irradiation des aiguilles de combustible dans des conditions représentatives d'un flux de neutrons rapides ont été reconnus comme hautement prioritaires en termes de sûreté.
10. À court terme, le réacteur surgénérateur expérimental à neutrons rapides (*Fast Breeder Test Reactor – FBTR*) de l'Inde pourrait s'avérer une ressource précieuse pour irradier les aiguilles de combustible des RRS et produire de nouvelles données. Aux États-Unis, le réacteur de recherche à cœur annulaire (*Annular Core Research Reactor – ACRR*) pourrait être utilisé pour traiter les questions touchant la sûreté du combustible et les accidents graves dans des conditions spécifiques. Par ailleurs, l'installation KASOLA d'Allemagne pourrait apporter des données complémentaires sur la thermique des fluides caloporteurs d'après ce qui ressort des démarches de modélisation informatisée pour la dynamique des fluides. Par ailleurs, l'installation SWAT-1R-3R,



Le réacteur expérimental technique japonais à haute température (HTTR).



au Japon, pourrait servir aussi à étudier l'interaction du sodium avec l'eau dans les générateurs de vapeur et l'installation SFTF d'essais sur les feux de sodium, en Inde, pourrait apporter une aide précieuse pour aborder plusieurs questions liées aux feux de sodium, tandis que l'installation SURTSEY des Laboratoires Sandia, aux États-Unis, pourrait être très utile pour étudier les feux de sodium et l'interaction du sodium avec l'eau dans les générateurs de vapeur.

11. À moyen terme, le réacteur JOYO à neutrons rapides, au Japon, a été jugé approprié pour étudier les questions de sûreté relatives aux nouvelles conceptions d'aiguilles de combustible (rendement des aiguilles sous irradiation, marge par rapport à la fusion du combustible et impact des actinides mineurs), entre autres ; toutefois, l'incertitude persiste, dans la mesure où la décision n'a pas encore été prise concernant les réparations possibles et le calendrier d'exploitation. Les questions concernant les accidents graves ne peuvent être traitées en détail qu'à moyen ou long termes, vu le manque d'installations disponibles pour simuler des conditions de transitoires à court terme avec des aiguilles de combustible irradiées. L'utilisation du réacteur graphite à impulsions (*impulse graphite reactor* – IGR) au Kazakhstan en soutien aux programmes de l'Agence japonaise JAEA et traitant actuellement le combustible frais (déplacement contrôlé du combustible fondu et formation d'un lit de débris) pourrait s'avérer une solution envisageable à moyen terme puisque des projets sont à l'étude en vue d'y tester du combustible irradié. En France, l'installation VULCANO peut aussi aider à traiter les questions d'accidents graves, à condition d'être convertie au sodium. Aux États-Unis, le réacteur TREAT a aussi été considéré comme apte à moyen terme pour investiguer les questions d'accidents graves (programmes expérimentaux antérieurs de simulation des transitoires de puissance), mais la décision de le redémarrer n'est attendue qu'en 2010. Par ailleurs, le réacteur MASURCA, en France, pourrait être utilisé dans le domaine de la physique des réacteurs afin de fournir de meilleures données nucléaires sur les matériaux du cœur (par rapport aux hauts taux de combustion et à l'utilisation des actinides mineurs) et sur des incertitudes connexes.
12. À long terme, le prototype français de RRS, ASTRID, offrira certaines capacités d'irradiation et pourraient servir à y étudier surtout les questions de comportement du combustible (nouveaux tests de matériaux de gainage et impact des actinides mineurs dans des conditions de flux rapide) bien qu'il ait été conçu au départ comme prototype industriel à transposer comme futur réacteur commercial. Le réacteur français Jules Horowitz (RJH), qui a été conçu pour tester des matériaux et qui est maintenant en construction, pourrait servir à étudier les questions de

la sûreté du combustible (le comportement des nouveaux matériaux sous irradiation, l'impact de l'utilisation d'actinides mineurs et de transitoires lents dans des conditions spécifiques). On prévoit qu'il sera disponible entre 2017 et 2020 pour y effectuer les premiers tests. Par ailleurs, les membres du groupe ont reconnu le réacteur expérimental français CABRI comme l'installation la plus appropriée pour mieux comprendre le comportement du combustible irradié dans des conditions d'exploitation et d'accident (questions de sûreté du combustible, comme les marges avant la fusion du combustible et les défaillances déterministes d'aiguilles, les questions d'accidents graves, telles que les conséquences de divers accidents entraînant la fusion du combustible, assortie des conséquences correspondantes et du risque d'événements critiques et de libérations d'énergie). L'installation pourrait se prêter à des tests à partir de 2020, une fois que les programmes de recherche sur la sûreté des réacteurs à eau légère (REL) seront terminés. Dans le cas de la conception novatrice de circuits secondaires, l'installation LIFUS-5, en Italie, pourrait traiter des interactions du sodium avec d'autres types de caloporteur.

En dernier lieu, il est recommandé d'encourager les groupes pertinents du CSIN à partager les informations de modélisation et de discuter des activités afférentes qui intéressent la sûreté des RRG et RRS afin de contribuer à centrer les programmes d'essai potentiels et à améliorer l'utilisation des données pour l'élaboration des modèles. De même, il est recommandé que le CSIN maintienne un niveau approprié d'échanges avec le CNAR concernant les besoins et les initiatives liés aux domaines de sûreté des RRG et des RRS.

## Projets communs de l'OCDE/AEN

Suite aux résultats de l'activité du TAREF, un projet commun de l'OCDE/AEN a été proposé par l'Agence japonaise de l'énergie atomique (*Japan Atomic Energy Agency* – JAEA) qui s'emploie actuellement à le mettre au point. Ses objectifs sont de mener un essai à grande échelle de perte de circulation forcée dans le réacteur HTTR de la JAEA dans le but d'examiner les caractéristiques de sûreté du réacteur à haute température refroidi au gaz (*high-temperature gas-cooled reactor* – HTGR) à l'appui des activités de réglementation et de fournir des données utiles pour valider les codes de calcul et améliorer la précision des simulations. Le comportement du réacteur dans les conditions d'accident envisagées dans les PIRT établies par la USNRC sera examiné dans le présent projet.

On s'attend à ce que d'autres projets communs de l'OCDE/AEN soient lancés à partir des recommandations découlant de l'activité du groupe TAREF. Plus particulièrement, les projets communs traitant les questions de sûreté de toute première priorité des RRS pourraient commencer dans moins de deux à trois ans.