

Bilan 2013

# des Réacteurs de Recherche Français

DE LA RECHERCHE À L'INDUSTRIE

**cea**

Le Club  
d'Exploitants  
des Réacteurs  
est un lieu  
d'échanges  
pour l'ensemble  
des exploitants  
des réacteurs  
de recherche  
français.  
À ce titre, les  
informations  
contenues dans  
cette plaquette  
le sont à titre  
documentaire et  
non contractuel.

**En 2013, l'AIEA dénombrait dans  
le monde près de 240 réacteurs  
de recherche en activité, répartis  
dans un peu plus de 50 pays.**

# 2013

# Sommaire

Éditorial.....	5
Quelques faits marquants 2013.....	7
Bilan CER 2013 .....	8
<b>Les réacteurs à faisceaux de neutrons.....</b>	<b>10</b>
➔ ORPHÉE .....	12
➔ RHF-ILL .....	16
<b>Les réacteurs d'irradiations technologiques.....</b>	<b>20</b>
➔ OSIRIS .....	22
➔ PHÉNIX .....	27
<b>Les réacteurs d'enseignement.....</b>	<b>30</b>
➔ ISIS .....	32
➔ AZUR .....	33
<b>Les réacteurs de recherche pour la sûreté.....</b>	<b>34</b>
➔ CABRI .....	36
➔ PHÉBUS .....	40
<b>Les réacteurs d'études en neutronique.....</b>	<b>42</b>
➔ CALIBAN .....	44
➔ PROSPÉRO .....	46
➔ ÉOLE .....	48
➔ MINERVE .....	50
➔ MASURCA .....	54
<b>Les nouveaux réacteurs de recherche.....</b>	<b>56</b>
➔ RES .....	58
➔ RJH .....	61
<b>Les chefs d'installation.....</b>	<b>64</b>



## SACLAY

- ↳ ISIS
- ↳ ORPHÉE
- ↳ OSIRIS

## VALDUC

- ↳ CALIBAN
- ↳ PROSPÉRO

## GRENOBLE

- ↳ RHF-ILL

## MARCOULE

- ↳ PHÉNIX

## CADARACHE

- |           |          |
|-----------|----------|
| ↳ AZUR    | ↳ PHÉBUS |
| ↳ ÉOLE    | ↳ RJH    |
| ↳ MINERVE | ↳ RES    |
| ↳ MASURCA |          |
| ↳ CABRI   |          |



# Éditorial

## 2013 : des travaux de rénovation et d'amélioration qui préparent le futur de nos réacteurs de recherche

Après une année 2012 qui a été marquée par l'intérêt réaffirmé par les experts de l'utilisation des maquettes critiques en support à la validation des codes de calculs mais également pour la formation, l'année 2013 est marquée par le lancement de la construction de plusieurs projets de réacteurs dédiés à la formation, à l'utilisation de faisceaux de neutrons et la production de radioéléments artificiels : en Jordanie pour le JRTR d'une puissance de 5 MW ou en Corée le KJRR, uniquement dédiés à la production de Mo99 et au silicium.

D'un point de vue sûreté, la plupart des études complémentaires de sûreté consécutives à l'accident survenu le 11 mars 2011 à la centrale nucléaire de Fukushima au Japon, ont été réalisées pour les réacteurs jugés prioritaires par l'ASN. Des programmes de modification et d'amélioration sont ou vont être engagés pour nos installations les rendant encore plus sûres. À noter également la volonté de l'AIEA de standardiser les exigences de sûreté des réacteurs de recherche notamment dans le cadre de la réalisation des études de type *stress test* ; des guides sont en cours de réalisation.

On note également à travers le monde beaucoup d'installations dédiées à l'utilisation des faisceaux de neutrons qui ont des programmes d'extension de leurs capacités expérimentales (agrandissement des halls des guides, ajout de faisceaux de neutrons...) comme aux États Unis, en Corée et en Europe.

La production de radioéléments artificiels, en particulier le Mo99, est toujours pour les réacteurs de recherche, une préoccupation grandissante notamment compte

tenu en Europe des problèmes rencontrés par le réacteur Petten et au Canada sur l'avenir de leur réacteur. Plusieurs pays ont des projets d'adaptation de leur capacité expérimentale pour la production de Mo99 comme FRM2 en Allemagne.

Le paysage des réacteurs expérimentaux en France se clarifie compte tenu des décisions prises ou à venir sur l'avenir de nos installations.

Les travaux de rénovation des outils comme CABRI ou MASURCA continuent. Ils seront bientôt de retour en exploitation offrant des capacités expérimentales uniques.

Le RJH continue d'être attractif : pour exemple, l'engagement de partenaires pour financer des dispositifs expérimentaux mais aussi par l'entrée dans le consortium RJH des Anglais, le *National Nuclear Laboratory*.

Nos installations doivent continuer à susciter l'envie de nouveaux partenaires, industriels du nucléaire et/ou des organismes de recherche, La qualité de la réalisation des programmes de recherche qui sont menés dans nos organismes mais aussi notre capacité d'innovation sont autant d'atouts qui doivent nous permettre de continuer à être reconnu au plan international.

À suivre... ♦



Jérôme ESTRADÉ  
Président du CER



Marie-Noëlle PAOLI  
Assistante CER

# Les réacteurs de recherche et leurs principales applications...

	Pages	Médecine	Irradiation matériaux	Irradiation combustibles	Formation	Applications industrielles	Neutronographie	Structure de la matière	Neutronique	Études de sûreté	Défense Nationale
AZUR	33				•			•		•	
CABRI	36								•		
CALIBAN	44		•	•	•		•	•	•	•	
ÉOLE	48				•			•			
ISIS	32			•	•			•			
MASURCA	54				•			•			
MINERVE	50			•	•			•			
ORPHÉE	12	•	•		•	•	•				
OSIRIS	22	•	•	•	•	•					
PHÉBUS	40								•		
PHÉNIX	27		•	•							
PROSPÉRO	46		•		•				•	•	
RES	58				•					•	
RHF-ILL	16					•	•				
RJH	61	•	•	•	•	•		•	•		

# 2013

## Faits marquants

### **AZUR (p.33)**

310 divergences, modifications de plan de chargement et 14 opérations de chargement/déchargement partielles ou totales, opérations dédiées à la recette des cœurs pour la propulsion navale et à la formation des opérateurs AREVA et de la Marine Nationale.

### **CABRI (p.36)**

Poursuite des opérations de mise à niveau de l'installation (modernisation des équipements de radioprotection, traitement des non-conformités de la pompe de la BEP, rénovation des supports blindés...), et fin des opérations de rechargement. Poursuite des Essais de démarrage (temps de chute des barres, essais de calibration des capteurs, essais des barres transitoires...).

### **CALIBAN (p.44)**

Plus de 50 jours d'expérimentations, soit en mode surcritique prompt (excursion de puissance), soit en mode approche sous-critique. Réalisation d'expérience de qualification de composants électroniques, de détecteurs, notamment pour le Laser Méga Joule. Poursuite d'expériences de dosimétrie avec exercice d'intercomparaison. Programme de qualification de nouvelles sondes gamma et neutrons et d'appareils de radioprotection.

### **ÉOLE (p.48)**

Fin du programme AMMON (vérification du formulaire de calcul pour le RJH) : mesures dans une dernière configuration représentative d'une situation incidencielle (barre éjectée). Préparation d'un nouveau massif dans le cadre d'un programme durée de vie des cuves REP.

### **ISIS (p.32)**

61 jours de fonctionnement, répartis pour environ 340 stagiaires : étudiants grandes écoles, masters internationaux, ASN et techniciens, et pour des irradiations expérimentales. Premier TP « *Internet Reactor Laboratory* » par visioconférence pendant la Conférence Générale de l'AIEA.

### **MASURCA (p.54)**

Début des opérations de désentreposage décidées dans le cadre des ECS, et poursuite des opérations de rénovation.

### **MINERVE (p.50)**

Deuxième et troisième phases du programme MAESTRO (amélioration de la connaissance des données nucléaires relatives aux différents matériaux rencontrés dans les Réacteurs à Eau Légère).

### **ORPHÉE (p.12)**

184 jours de fonctionnement et réalisation de travaux dont certains font suite aux demandes et engagements de la réévaluation de sûreté 2010. Le laboratoire Léon Brillouin a réussi à mener à bien un nombre élevé d'expériences. Le réacteur a produit 800 kg de silicium dopé et 145 tubes de radioéléments artificiels (dont 75 tubes d'iridium) ainsi que la réalisation des activités de neutronographie industrielle répondant aux demandes des industriels.

### **OSIRIS (p.22)**

145 jours de fonctionnement et un arrêt long pour maintenance (rénovation des bacs de désactivation, contrôle des soudures des clapets de convection naturelle, début des travaux associés aux ECS post-Fukushima). Concernant les expériences, à noter : MUSICA (qualification de capteur innovant), essai VERDON 3 (comportement d'un crayon MOX en situation accidentelle), irradiation de la maquette DIAMINO (transmutation) et RAJAH 1' (irradiation de matériaux du caisson RJH). Production importante de Mo99.

### **PHÉBUS (p.40)**

Poursuite des opérations de démontage et d'évacuation de matériels expérimentaux et reconstitution des assemblages de CABRI. Une réflexion permettant de proposer à l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) une répartition des chantiers relevant des OPMAD (Opérations Préparatoires à la Mise à l'Arrêt Définitif) a été menée.

### **PHENIX (p.27)**

Reprise des opérations dans la Cellule des Éléments Irradiés (CEI), opérations préparatoires à la mise à l'arrêt définitif (fin du démontage des équipements de l'Installation de Production d'Électricité (IPE), simplification des alimentations électriques). Essai de gerbage dynamique (essai dans le cadre des investigations des anomalies détectées en 1989 et 1990 de transitoires de réactivité). Début d'instruction du dossier de MAD DEM par l'ASN.

### **PROSPÉRO (p.46)**

80 jours d'expérimentations pour la poursuite des expériences de qualification de composants électroniques et de détecteurs vis-à-vis de la tenue aux rayonnements, et pour la qualification des sondes type EDAC.

### **RES (p.58)**

Mise en place effective de la nouvelle organisation industrielle. Essais en vapeur et début des essais de ventilation.

### **RHF-ILL (p.16)**

136 jours d'activités scientifiques. Poursuite de jouvence des circuits et équipements et poursuite des actions liées aux ECS.

### **RJH (p.61)**

Poursuite du coulage des bétons du bâtiment des auxiliaires nucléaires, de l'enceinte et de la piscine réacteur. Mise en place du pont polaire et du dôme du bâtiment réacteur. Poursuite des essais de qualification des premiers éléments combustibles du programme Evita. Plusieurs revues de conception liées aux dispositifs expérimentaux. Recette de la version V0 du simulateur de fonctionnement.

# Bilan CER 2013

Le Club des Exploitants de Réacteurs (CER) est un lieu d'échanges pour l'ensemble des exploitants des réacteurs de recherche français en activité.

Ces réacteurs appartiennent en majorité au Commissariat à l'Énergie Atomique et aux Énergies Alternatives (CEA<sup>2</sup>), sur les centres de Saclay, de Cadarache, de Marcoule et de Valduc. Le Club comprend aussi le réacteur RHF de l'ILL à Grenoble ainsi que les réacteurs du groupe AREVA. Ils mobilisent de manière directe un personnel hautement qualifié d'environ 1 700 personnes réparties sur tous ces sites. Depuis, fin 2012, le CER accueille un représentant de la centrale EDF du Tricastin ce qui permet entre autres de bénéficier d'un plus large retour d'expérience.

Tous les types d'états d'installation sont représentés dans ce club ; ceci constitue ainsi un lieu permettant de partager l'ensemble des problématiques d'exploitation depuis la conception jusqu'au démantèlement.

Parmi ces installations, on note :

- en construction : RES et RJH,
- en exploitation : OSIRIS, ISIS, ORPHEÉ, RHF/ILL, EOLE, MINERVE, installations de VALDUC (CALIBAN et PROSPERO) et AZUR,
- en rénovation : CABRI et MASURCA,
- à l'arrêt, en attente d'assainissement : PHÉBUS et installation de VALDUC,
- à l'arrêt, en phase d'assainissement et avant démantèlement : PHÉNIX, PAT et RNG.

Les objectifs assignés à ce club, sont :

- le partage du retour d'expérience sur l'exploitation, les incidents et les problèmes techniques rencontrés,



- la comparaison entre installations sur les performances et sur les questions de sûreté et de sécurité,
- la connaissance des installations (visites techniques),
- les échanges sur les difficultés rencontrées dans l'application de nouvelles recommandations ou réglementations, ainsi que dans les inspections,
- les propositions pour des actions communes de formation des personnes d'exploitation,
- les partages techniques pour avis de l'un de ses membres.

Le CER s'est réuni, en 2013, à deux reprises :

- à Airbus Industrie (Toulouse) les 20 et 21 mars 2013. La première journée a été consacrée à des échanges avec la direction technique d'airbus : les différents processus depuis les études de conception jusqu'à la livraison ont été exposés. Les échanges ont également porté :
  - sur l'utilisation de la simulation numérique, pour la conception, l'entraînement mais aussi la validation des procédures de modification et de maintenance,



- la gestion des configurations,
- l'élaboration des plans de maintenance et de la stratégie d'approvisionnement des pièces de rechange.

Un rendez-vous sera pris avec Airbus pour poursuivre sur ces discussions sur Cadarache. Une visite de la chaîne d'assemblage de l'A 380 a clôturé ces échanges.

- à Marcoule les 06 et 7 novembre 2013. Les échanges ont porté sur :
  - la nouvelle organisation mise en place chez EDF pour l'organisation des interventions (autorisation de travail, consignation, délivrance de régime de travail et documentation associée),
  - le retour d'expérience de PHÉNIX dans la préparation des dossiers en support au décret de Mise à l'Arrêt Définitif mais aussi sur les opérations envisagées/réalisées durant la phase d'OPMAD, Opérations Préparatoires à la Mise à l'Arrêt Définitif (premier cas de réacteur qui a décliné la loi TSN),
  - une visite de la centrale de PHÉNIX et des réacteurs Célestin a permis d'illustrer ce dernier échange.

Ces séminaires sont également l'occasion de présentations des différents faits marquants sur chaque installation, avec notamment une présentation de certains incidents riches en retour d'expérience.

Le CER a poursuivi en 2013, un certain nombre d'actions visant à recueillir les bonnes pratiques sur les thématiques suivantes :

- formation, maintien des compétences,
- gestion des interventions de maintenance et d'essais périodiques,
- gestion des modifications et gestion des configurations.

Le CER a également échangé sur la mise en place du nouvel arrêté INB de 2012 et sur les projets de décisions de l'ASN portant sur le contenu des futures Règles Générales d'Exploitation et des Rapports de Sûreté ; le CER a également évoqué les suites des études complémentaires de sûreté de certains de nos réacteurs, consécutives à la prise en compte du retour d'expérience de l'accident de Fukushima, et, en particulier, sur la définition des exigences associées aux « noyaux durs ».

En conclusion, de l'avis général des membres du club, ces rencontres périodiques sont un lieu privilégié où les problématiques liées à l'exploitation sont partagées ; l'édition du bilan annuel du CER constitue également un vecteur important de communication sur les activités et l'utilisation de nos moyens expérimentaux.



Salle de commande PHÉNIX







# Les réacteurs à faisceaux de neutrons

Les neutrons, comparés aux rayons X, faisceaux d'électrons ou de lumière, présentent une caractéristique particulière : sans charge électrique, ils pénètrent profondément dans la plupart des matériaux. C'est ainsi que de larges échantillons de produits semi-finis ou même de composants peuvent subir un examen neutronique. Aucun traitement préalable de surface n'est nécessaire et les examens ont un caractère non destructif.

**Les applications se situent dans des domaines très variés comme par exemple :**

- la mobilité des molécules organiques dans les sols,
- l'optimisation des propriétés magnétiques de matériaux multicouches,
- la mise au point de produits bioactifs régénérants pour la croissance des os,
- l'étude des propriétés des nanotubes de carbone,
- l'étude de corrélations magnétiques dans les supraconducteurs,
- l'étude de surfactants,
- la cristallographie et les modifications sous contrainte/mesure des contraintes résiduelles,
- la mise au point de nouveaux polymères,
- le support général aux nanotechnologies,
- etc.



# Le Réacteur ORPHÉE

## Présentation

L'Installation Nucléaire de Base n° 101 est constituée du réacteur expérimental ORPHÉE, d'une puissance thermique de 14 MW et du Laboratoire Léon Brillouin (LLB) qui rassemble des chercheurs du CNRS et du CEA dans le domaine de la spectrométrie neutronique. Cette installation est implantée sur le Centre de SACLAY.

Le réacteur ORPHÉE a été construit entre 1976 et 1980 et a divergé le 19 décembre 1980. Sa conception prend en compte l'expérience accumulée par le CEA et TECHNICATOME (chargé du contrôle de la qualité de la réalisation) dans la construction d'autres réacteurs de recherche (SILOE, OSIRIS, RHF).

Il s'agit d'un réacteur spécialement conçu pour la production de faisceaux de neutrons thermiques destinés principalement aux expérimentateurs du LLB. L'utilisation des neutrons est une technique qui permet d'obtenir des renseignements que ne donne aucune autre méthode.

La diffraction neutronique permet l'étude de la structure des matériaux et du magnétisme jusqu'à l'échelle atomique (par diffusion élastique des neutrons). La spectroscopie neutronique est utilisée pour l'étude des états d'énergie de la matière condensée (par diffusion inélastique des neutrons). Ces méthodes complémentaires des rayons X permettent par ailleurs de visualiser des atomes légers (hydrogène, carbone) au milieu d'atomes lourds, par exemple au sein des structures métalliques.

ORPHÉE possède également, sur un des faisceaux de neutrons, un dispositif permettant de faire de la neutronographie (ou radiographie aux neutrons). Cette méthode est utilisée pour plusieurs applications industrielles et notamment pour la technique spatiale.

## Principales caractéristiques du réacteur ORPHÉE

- Réacteur de type piscine
- Caloporteur : eau légère
- Réflecteur : eau lourde
- Puissance thermique : 14 MW
- Flux thermique max en réflecteur :  $3.10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>/s
- Hauteur fissile du cœur : 90 cm
- Vitesse d'écoulement en cœur : 7,5 m/s
- Combustible : UAlx avec U enrichi
- Durée de cycle : 100 JEPP
- Taux de combustion moyen : 30 % au déchargement
- 2 sources froides (20 K), 1 source chaude (1 400 K)
- 9 canaux horizontaux, 20 faisceaux de neutron
- 9 canaux d'irradiation verticaux
- 26 aires expérimentales

Enfin, des dispositifs d'irradiation verticaux, généralement situés dans le réflecteur, permettent :

- la production de radioéléments artificiels pour des applications médicales ou industrielles,
- l'analyse par activation pour la médecine, l'archéologie, la chimie, la biologie, etc,
- l'irradiation d'échantillons divers en vue de la production de produits d'application industrielle (ex : silicium dopé par transmutation nucléaire). ►►►



## Bilan 2013

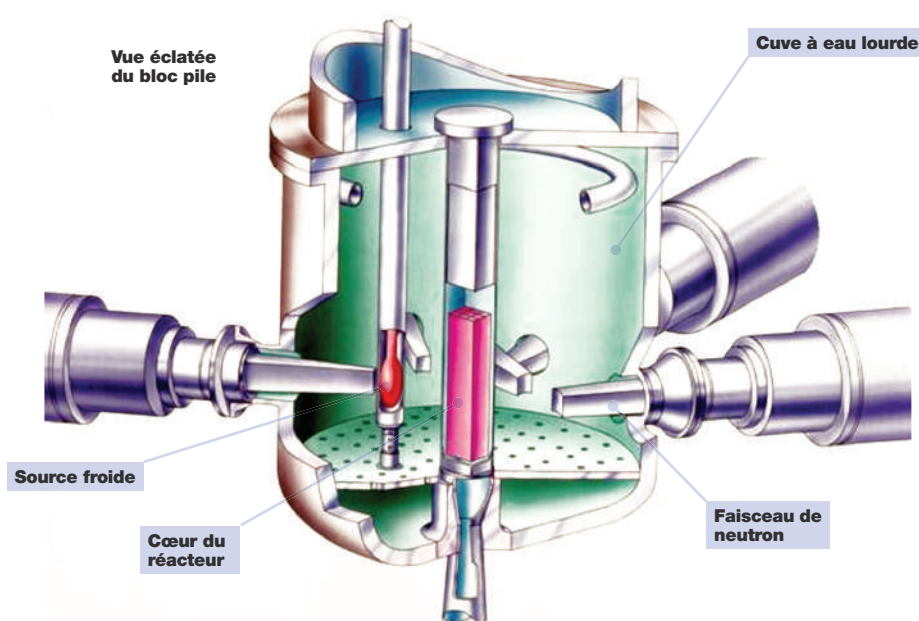
En 2013, le réacteur ORPHEÉ a fonctionné 184 jours.

L'année 2013 a été ponctuée par la réalisation de travaux dans l'installation dont certains font suite aux demandes et engagements de la réévaluation de sûreté 2010 à savoir la remise en conformité des fixations des râteliers de stockage des éléments dans la piscine, la mise en place d'un nouveau système d'extinction incendie des groupes électrogènes de secours, la mise en place d'arrêts d'urgence sur le circuit eau lourde, la mise en conformité de nos installations par rapport au risque foudre et le remplacement de groupes froids utilisant des gaz nocifs pour la couche d'ozone et la qualification de nouveaux appareils de mesures des gaz rares et du tritium. ►►►

## Le Laboratoire Léon Brillouin

Le Laboratoire Léon Brillouin comprend des ingénieurs, des techniciens, des agents administratifs, des doctorants et 44 chercheurs permanents (19 CEA, 18 CNRS et 7 universitaires).

L'activité scientifique propre du laboratoire peut se regrouper en trois secteurs sensiblement d'égale importance : la physico-chimie, les études structurales et de transition de phases, le magnétisme et la supraconductivité.



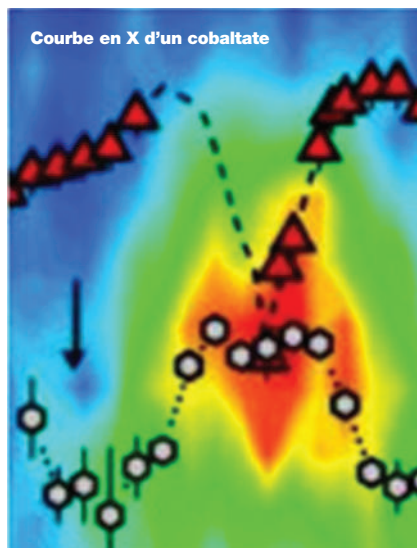


Le laboratoire Léon Brillouin a réussi à mener à bien un nombre élevé d'expériences avec les salariés du LLB et 495 expérimentateurs extérieurs. Des résultats scientifiques sont à signaler sur le magnétisme dans des semi-conducteurs, les effets de la composition d'aciers renforcés ODS Fe-14 %Cr, l'absence de gel du Tb<sub>2</sub>Ti<sub>2</sub>O<sub>7</sub> et sur les cuprates (figure ci-jointe). Un cuprate est un composé chimique dans lequel du cuivre forme un anion ou un complexe dont la charge globale est négative. Dans le cas du complexe, les ligands sont généralement des cyanures, des hydroxydes ou des halogénures. Jusqu'en 2008, la plupart des supraconducteurs à haute température étaient des cuprates semi-conducteurs. La découverte de la supraconduction des cuprates a été faite par Johannes Georg Bednorz et Karl Alexander Müller en 1986.



Le réacteur a produit 800 kg de silicium dopé et 145 tubes de radioéléments artificiels (dont 75 tubes d'iridium) ainsi que la réalisation des activités de neutronographie industrielle répondant aux demandes des clients industriels. Le réacteur a dopé des plaquettes de germanium destinés à réaliser des détecteurs de neutrino.

Durant l'année 2013 il y a eu 6 événements dont 4 qui sont liés à des chutes de barres du réacteur, un événement lié au déclenchement intempestif du système d'extinction des groupes électrogènes de secours et une désolidarisation d'un élément lors de sa manutention. Coté LLB, un événement de chute d'un bloc de béton a eu lieu lors de sa manutention avec simplement des dégâts matériels (casse d'éléments de guide neufs). ♦



**Mesure gaz rares et tritium**







## L'Institut Laue-Langevin Le réacteur à Haut Flux (RHF)

# RHF

### Présentation

L'Institut Laue-Langevin (ILL) est la première installation mondiale de recherche neutronique. Il exploite un réacteur : le RHF (Réacteur à Haut Flux), source de neutrons, la plus intense au monde, et délivre des faisceaux de neutrons à près de 40 instruments scientifiques de haute technologie. Grâce à son élément combustible unique et très compact et à ses conditions thermohydrauliques très favorables, le réacteur délivre un flux de neutrons thermiques de  $1,5 \times 10^{15}$  n.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup> pour

une puissance thermique de 58.3 MW. L'ILL est géré par la France, l'Allemagne et le Royaume Uni. Il a conclu des partenariats scientifiques avec 10 autres pays européens (Autriche, Belgique, Danemark, Espagne, Hongrie, Italie, Pologne, République Tchèque, Slovaquie, Suède, Suisse) et l'Inde. L'ILL forme, avec le Synchrotron voisin (ESRF), un complexe unique au monde pour l'exploration de la matière. L'ILL met ses services et son expertise à la disposition des scientifiques du monde entier. Chaque année, l'Institut attire 1 200 chercheurs de plus de 40 pays. La recherche est centrée surtout sur la science fondamentale dans de nombreux domaines : biologie, chimie, matière molle, physique nucléaire, science des matériaux, etc.

Sur plus de 1 500 propositions d'expérience reçues chaque année, 800 environ sont sélectionnées pour leur excellence par un comité scientifique international. Le nombre d'expériences est limité par le temps de fonctionnement du réacteur produisant les neutrons, et par le nombre d'instruments à disposition.

Aujourd'hui les recherches faites à ILL génèrent plus de 600 publications annuelles, dont quelques 150 dans des journaux à fort impact. ►►►







## Principales caractéristiques du réacteur RHF/ILL

- réacteur de type pile-piscine,
- caloporteur: eau lourde,
- réflecteur: eau lourde,
- puissance thermique: 58 MW,
- flux thermique max en réflecteur:  $1,5 \times 10^{15} \text{ n.cm}^2.\text{s}^{-1}$ ,
- combustible: UAlx avec U enrichi,
- durée de cycle:  $\approx 50$  jours,
- 2 sources de neutrons froids,
- 1 source de neutrons chauds,
- 19 faisceaux de neutrons,
- 40 aires expérimentales.

## Bilan 2013

### Le fonctionnement du réacteur

3 cycles ont été réalisés en 2013, correspondant à 136 jours de fonctionnement pour des activités de recherches scientifiques.

Durant le 2<sup>nd</sup> cycle, une chute de barres manuelle a conduit à l'arrêt du réacteur. Le réacteur a pu redémarrer après la période d'empoisonnement Xénon.

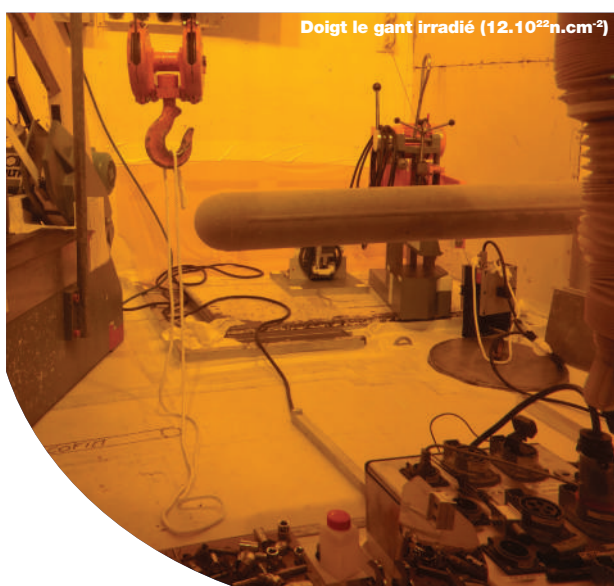
### Le programme sur les composants clés du réacteur

De manière à garantir la sûreté et la fiabilité pour les prochaines années de fonctionnement, le réacteur poursuit un programme – le programme des

composants clés du réacteur - dont le but est de remplacer et améliorer certains de ses principaux composants. Ce programme, débuté en 2005, s'étendra jusqu'en 2017, date de la prochaine réévaluation de sûreté décennale.

Les principaux travaux à venir de ce programme concernent :

- le remplacement de doigts de gant,
- la jouvence de la partie à terre de la source froide horizontale, y compris son contrôle-commande,
- la fabrication de barres de sécurité en hafnium,
- la refonte des chaînes de mesure nucléaires,
- l'approvisionnement de cellules de rechange pour les sources froides.



### Opérations réalisées durant les arrêts techniques de 2013 :

- évacuation de 6 combustibles vers La Hague,
- test de 2 pompes de refroidissement-arrêt sur le circuit eau lourde,
- modification du circuit de sécurité réacteur,
- fabrication d'un prototype de barre de contrôle en hafnium (en remplacement des barres en argent-indium-cadmium),
- équipements Sous Pression (Nucléaires) : inspection du circuit cryogénique des sources froides et des tampons de rejet différé,



Nouveau Poste de commandement de secours à l'étage du nouveau bâtiment



- le bâtiment GEL (Gestion Eau Lourde) a été construit en moins d'un an, y compris l'ensemble des éléments du procédé. Il a ainsi été possible de recevoir 20 m<sup>3</sup> d'eau lourde et d'expédier 10 m<sup>3</sup> d'eau lourde du circuit primaire vers le Canada. Des problèmes techniques apparus sur le site canadien ont conduit à un décalage des opérations de transport qui reprendront fin mars 2014,
- mise en place de palplanches pour sécuriser la zone de construction des bâtiments d'interface « noyau dur » avec le réacteur, ILL 5E et 5F.

### **Post-Fukushima : Évaluation Complémentaire de Sûreté**

Les études ont montré le bon comportement de l'ILL en conditions extrêmes : le scénario étudié est un séisme causant des dégâts majeurs sur Grenoble, la ruine des barrages du Drac, conduisant ainsi à une montée des eaux de 10 mètres dans le centre de Grenoble. Pour mémoire, un programme de renforcement au séisme (programme REFIT) avait déjà été mis en œuvre à la fin 2007. En 2011, les études ont montré la bonne tenue du réacteur sous un séisme majoré, cumulé à la perte simultanée des 4 barrages en lien avec le Drac. Des mesures de renforcement du confinement du réacteur et l'installation d'un nouveau centre de crise, où sont contrôlés l'ensemble des systèmes de sauvegarde, ont été décidées fin 2011. Le Génie Civil du centre de crise est terminé. Le reste des travaux se déroulera durant les 3 prochaines années sans impacter le fonctionnement réacteur.

Les études menées en 2011 et défendues devant les Groupes Permanents en novembre ont permis de montrer que :

- il existe des marges significatives vis-à-vis du séisme de dimensionnement,
- la perte d'une seule fonction de sûreté ne conduit jamais à un effet falaise,
- la perte cumulée de la réactivité et du confinement ne conduit jamais à un effet falaise,
- il existe toujours au moins 2 barrières fortes pour prévenir et mitiger les accidents redoutés,
- une fusion sous eau n'amène jamais d'effet falaise.

Afin de satisfaire les exigences du cahier des charges de l'Évaluation Complémentaire de Sûreté, il est nécessaire de disposer d'un « Noyau Dur » en :

- finalisant la mise en place du Circuit de Renoyage Ultime et du Circuit de Dégonflage Sismique,
- mettant en place un Circuit d'Eau de Nappe, un dispositif de déchargement d'urgence et le nouveau Poste de Commandement de Secours (Centre de crise). Il est prévu de terminer tous les travaux en 2016.

La décision de l'ASN a été remise le 6 décembre 2013. Elle valide nos études mais sa prise en compte détaillée conduit à compléter notre « noyau dur » avec la création d'une nouvelle salle des électroniques sismique, la réalisation de travaux permettant de réduire les déplacements du principal bâtiment-bureaux en cas de séisme, et le remplacement du bâtiment de la prise d'air frais.

**Schéma du cœur RHF avec ses faisceaux de neutrons**



**Cellule de la Source froide horizontale au fond de son doigt de gant**



N° du cycle	Début du cycle	Fin du cycle	Nombre de jours de fonctionnement réalisés	Nombre de jours de fonctionnement programmés	Nombre d'arrêt non programmé
168	19/02/2013	06/04/2013	49	49	0
169	29/04/2013	13/06/2013	42,1	45	1
170	25/06/2013	09/08/2013	45	45	0
<b>Total</b>			<b>136,1</b>	<b>139</b>	<b>1</b>

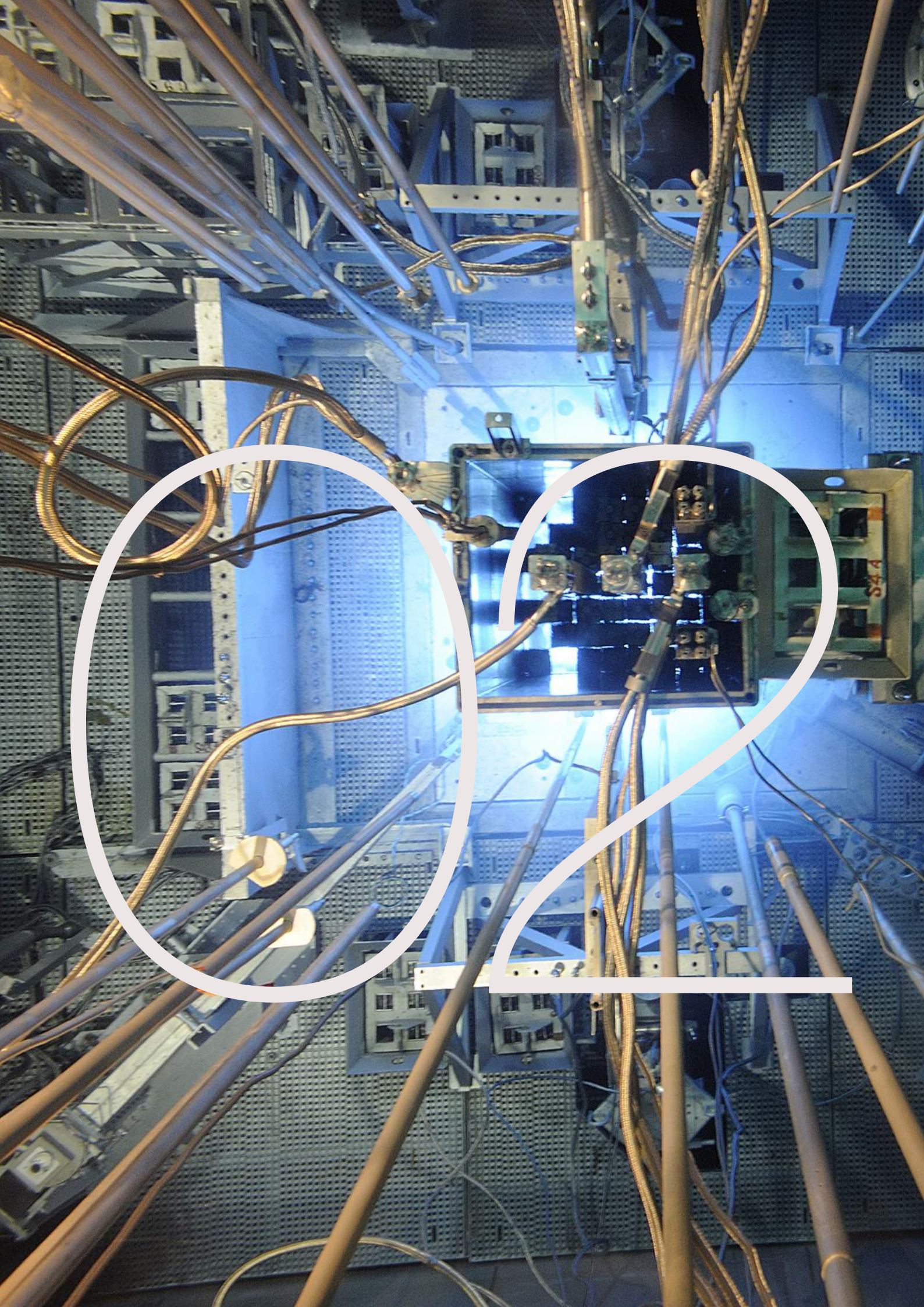
#### **Travaux programmés pendant l'hiver 2013/2014**

Le programme des travaux est très ambitieux, il prévoit notamment :


- homogénéisation des résines échangeuses d'ions du circuit primaire et des piscines, et conditionnement en coques béton acceptables par l'ANDRA. Ces opérations nécessitent l'utilisation de la machine MERCURE de SOCODEI, elles permettront l'évacuation des résines actives générées par 20 années d'exploitation,
- remplacement d'une partie haute de barre de sécurité,
- maintenance du mécanisme de la barre de pilotage,
- maintenance profonde des diesels principaux (non classés),
- remplacement des doigts de gant IH3 et H13, modification des internes du doigt de gant H5 hors source horizontale,
- mise en place des traversées d'enceintes et des passerelles pour poser les câbles et les circuits du « noyau dur »,

- réfection de l'éclairage et mise en place des échafaudages dans l'espace entre les 2 enceintes de confinement,
- modification des filtres sur l'eau de refroidissement issue du Drac, et nettoyage des échangeurs,
- remplacement des joints de la bride de maintien-manchette du canal H13,
- poursuite des échanges d'eau lourde avec le Canada suivant un planning très contraint,
- remplacement des tableaux généraux basse tension secours AS0, 1, 2 et 3,
- renforcement du portique de manutention,
- construction de la salle des électroniques sismique,
- mise en place des câbles (mesure et commande) du « noyau dur »,
- mise en place des 2 circuits de dégonflage sismiques,
- mise en place des 2 circuits d'eau de nappe,
- équipement du Poste de Commandement de Secours pour être en mesure de gérer tout type de crise. ♦









# Les réacteurs d'irradiations technologiques

Les installations d'irradiation, grâce aux neutrons générés dans le Cœur de leur réacteur mais qui y restent confinés, permettent des applications dans des domaines aussi variés que :

- **la R&D (Recherche et Développement) :**

- études des matériaux de structure des installations nucléaires actuelles et celles du futur ainsi que leur tenue dans le temps,
- études de la tenue des combustibles des installations nucléaires actuelles et conception de ceux du futur,
- études sur la transmutation des produits de fission à vie longue et/ou des actinides mineurs pour améliorer la gestion des déchets nucléaires,

- **la médecine (production de radioisotopes utilisés pour certains examens médicaux et certaines thérapies),**

- **l'industrie électronique (dopage de silicium).**

# Le réacteur OSIRIS

## Présentation

Implanté sur le centre d'études de Saclay, OSIRIS est un réacteur de recherche, de type pile-piscine à cœur ouvert où l'eau joue le rôle de modérateur, de fluide caloporteur et de protection biologique. Sa puissance thermique est de 70 MWth. Autorisé par décret du 8 juin 1965, OSIRIS a divergé en 1966 et atteint sa puissance maximale en 1968.

### Principales caractéristiques du réacteur OSIRIS

- réacteur de type pile-piscine
- Cœur compact :  
 $57 \times 57 \times 60$  cm
- combustible :
  - ↳ 38 éléments standards
  - ↳ 6 éléments avec Hafnium comme absorbant
  - ↳ Plaques  $U_3Si_2Al$  (enrichies à 19,75 %)
- modérateur, refroidissement et protection biologique :  $H_2O$
- puissance thermique : 70 MW
- flux de neutrons max :
  - ↳ Rapide ( $E > 0,1$  MeV) :  
 $4,5 \times 10^{14}$  n.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>
  - ↳ Thermique :  
 $3 \times 10^{14}$  n.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>

## Missions

Les missions d'OSIRIS sont de réaliser des irradiations technologiques de matériaux et de combustible nucléaire pour les besoins de l'industrie nucléaire ou ceux de la recherche. Elles permettent d'améliorer encore la connaissance des matériaux et combustibles utilisés aujourd'hui et de développer ceux qui seront utilisés dans les centrales nucléaires du futur. Les irradiations sont effectuées dans des dispositifs expérimentaux (boucles et capsules) qui sont placés, par le dessus, dans des emplacements réservés à cet effet soit directement dans le cœur, soit à la périphérie.

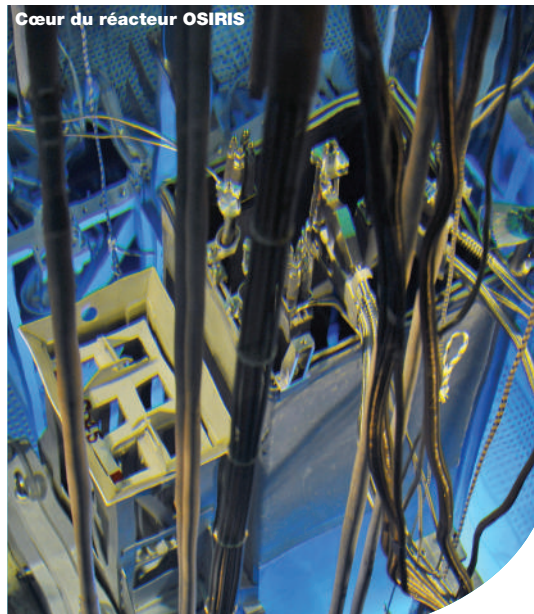
OSIRIS permet également :

- la production de radioéléments à usage médical ou industriel,
- la production de silicium dopé pour les besoins de l'électronique de puissance,
- l'analyse par activation neutronique.





Cœur du réacteur OSIRIS



## Bilan 2013

OSIRIS a fonctionné 145 jours en 2013. 6 cycles de fonctionnement ont été réalisés, d'une durée comprise entre 18 et 27 jours. Ce fonctionnement a été volontairement interrompu pour effectuer un arrêt long pour travaux de 5 mois et demi, consacré à d'importants chantiers de contrôles et de maintenance. Certaines des opérations sont décrites ci-après.

### Maintenance et améliorations

- Le revêtement interne des bacs de désactivation des circuits de refroidissement de la piscine et du cœur a été rénové. 63 m<sup>2</sup> de ces parois ont été décapés puis revêtus de résine.
- Des contrôles non destructifs télévisuels, par courants de Foucault et par gammagraphie, du bon état des soudures et des selles de renfort des clapets de convection naturelle du circuit primaire cœur ont été réalisés. Ils ont confirmé le très bon état de ces soudures, qui avaient été précédemment contrôlées en 2006. Cette opération complexe nécessitait en particulier des interventions de plongeurs dans la piscine du réacteur.
- Les principaux travaux d'amélioration décidés dans le cadre de l'évaluation complémentaire de sûreté faisant suite à l'accident de Fukushima ont été réalisés au cours de l'année 2013, avec en particulier la mise en place d'un nouveau groupe électrogène de secours apte à réalimenter, après une coupure totale des alimentations électriques, les moyens permettant d'assurer la surveillance des paramètres de sûreté, un éventuel appoint d'eau à la piscine du réacteur et la ventilation du bâtiment réacteur. ▶▶▶

Le revêtement interne des bacs de désactivation des circuits de refroidissement



Nouveau groupe électrogène de secours





Préparation des cibles MOLFI

## La production de radioéléments artificiels pour la médecine

Le flux élevé du réacteur OSIRIS est mis à profit pour produire des radioéléments artificiels pour la médecine nucléaire et, dans une moindre mesure, pour l'industrie. Dans les usages médicaux, on distingue principalement :

- les radioéléments à visée thérapeutique, tels que l'iridium 192, l'yttrium 90, le samarium 153, l'erbium 169 ou le rhénium 186.
- les radioéléments utilisés en imagerie médicale, tel que le technétium 99 m, issu du molybdène 99.

La production de Molybdène 99 en 2013 aura été caractérisée par les arrêts de longue durée du réacteur HFR (capacité habituelle ~ 30 % du marché mondial et 50 % du marché européen), nécessitant de renforcer la coordination entre les périodes de fonctionnement des autres réacteurs, ainsi qu'une production plus importante.

OSIRIS a ainsi été amené à réaliser un cycle supplémentaire de fonctionnement au mois de mai 2013 puis à réaliser une production « record » de 114 cibles pendant son cycle de décembre 2013. On peut estimer que la production de Mo-99 issue des cibles MOLFI d'OSIRIS en 2013 a répondu à ~ 35 % des besoins

européens (et de la production de l'IRE) en moyenne sur l'année, jusqu'à ~ 75 % au cours des semaines où OSIRIS était le seul réacteur à fonctionner en Europe (avril-mai et décembre-janvier). Ce sont environ 1,5 million de scintigraphies qui ont été réalisées en 2013 grâce au réacteur OSIRIS.



Osiris chargement Château REA





Manutention de Molfi en piscine réacteur

## Irradiations technologiques

### **Irradiation MUSICA :**

Après 3 ans de conception, de réalisation et d'essais, l'expérience MUSICA a été mise en pile en mars. Cette expérience, menée avec le DER/SPEX/LDCI du CEA Cadarache, consiste à qualifier sous irradiation neutronique plusieurs capteurs dans le cadre du projet INSNU (INStrumentation NUcléaire) : 2 capteurs acoustiques [mesure de pression et composition de gaz], 1 capteur de type LVDT [mesure d'allongement] et 1 capteur de type DG [mesure de diamètre].

Pendant l'irradiation, les capteurs sont disposés sur une structure support appelée Porte-Echantillons (P.E.), placée dans un four Chouca de type Ola, introduit dans le Cœur du réacteur OSIRIS. Moyennant l'échauffement nucléaire présent en Cœur d'OSIRIS, le Chouca, qui contient du NaK en partie basse, permet grâce à ses éléments chauffants et à l'isolation de sa

barrière thermique de maintenir les températures appropriées au niveau des capteurs.

Les campagnes de mesures se poursuivent dans un autre emplacement du réacteur et sur plusieurs mois pour suivre l'évolution des différents signaux.

### **Essai VERDON-3 :**

Les essais VERDON s'inscrivent dans le cadre du programme ISTP (*International Source Term Program*) et sont destinés à étudier la cinétique de relâchement des produits de fission des combustibles REP en cas d'accident grave. Les essais consistent à porter à forte température sous vapeur d'eau et hydrogène quelques pastilles de combustible et à suivre le relâchement des produits de fission en ligne par spectrométrie  $\gamma$ . Un troisième essai VERDON a été effectué en avril sur un combustible MOX à fort taux de combustion. ►►►

Dans le cadre des études sur la transmutation, l'expérience DIAMINO est destinée à vérifier le comportement sous flux neutronique à haute température de matrices combustibles chargées en américium. Cette expérience va démarrer en 2014. Une maquette thermique a été réalisée puis irradiée dans OSIRIS fin 2013 pour qualifier les calculs thermiques (recalage du schéma de calcul thermique en jouant sur les principaux paramètres d'ajustement : échauffement gamma, puissance électrique des fours...). Son chargement est constitué d'aiguilles de géométrie identique à celle des vraies aiguilles.

L'expérience RAJAH 1 Prime prend la suite de RAJAH 1, expérience réalisée dans la piscine du réacteur OSIRIS entre mai 2008 et mai 2011. Cette fois-ci, le dispositif (comprenant le même Porte-Échantillons) embarque 11 paniers d'éprouvettes de qualification et de surveillance (comprenant des ténacités, des tractions, des Charpy) dont le matériau est l'aluminium du caisson du réacteur RJH, tel que réalisé.

[illegible]

**Panier amovible en cours de chargement**

**8 Bobines équipées de 6 lames échantillon**

La centrale  
PHÉNIX



# PHÉNIX

## Présentation

Implanté sur les bords du Rhône, faisant partie intégrante du **site nucléaire de Marcoule** dans le Gard, PHÉNIX est un réacteur prototype de la filière des **Réacteurs à Neutrons Rapides à sodium (RNR)**. Après sa première divergence en 1973, ses premiers kilowatts-heures ont été livrés en décembre 1973.

### À sa création, PHÉNIX

était une association entre le Commissariat à l'Énergie Atomique (80 %) et Électricité de France (20 %). Les deux partenaires contribuaient chacun dans cette proportion au budget d'exploitation de la Centrale. Ainsi, le personnel travaillait en équipes mixtes composées d'agents des deux entreprises. Le CEA était le gérant de cette association qui a été dissoute à la fin de l'année 2009 et reste l'exploitant nucléaire.

Entre 2003 et 2009, l'installation n'a utilisé que deux circuits secondaires et deux générateurs de vapeur. Elle a donc fonctionné à 2/3 de sa puissance nominale (soit 350 MWth).

Le 6 mars 2009, l'installation a arrêté définitivement sa production électrique. Le reste de l'année 2009 a été marqué par la réalisation des essais ultimes du réacteur qui ont permis d'améliorer les connaissances sur les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium. La dernière convergence du réacteur a eu lieu le 1<sup>er</sup> février 2010, à la fin des essais ultimes.

Les Opérations de Préparation à la Mise à l'Arrêt Définitif (OPMAD) ont commencé dans l'installation notamment dans les parties non nucléaires (turbine et générateurs de vapeur).

## Objectifs

Pour 2013, les objectifs principaux étaient :

- la réalisation de l'essai de gerbage dynamique dans le cadre de l'investigation sur l'origine des Arrêts d'Urgence par Réactivité Négative,
- la remise en exploitation de la Cellule des Éléments Irradiés, ►►►

- la rénovation des groupes froids de la Centrale,
- la fin du démontage des équipements de l'Installation de Production d'Électricité (IPE),
- la simplification de l'alimentation électrique externe de la Centrale,
- le lancement de l'instruction du dossier de demande de décret de démantèlement et du dossier de réexamen de sûreté.

## Bilan 2013

### Opérations d'exploitation

#### Essai de gerbage dynamique

Une campagne d'essais a été réalisée pour acquérir des connaissances sur le comportement dynamique du cœur et expliquer les transitoires de réactivité observés sur le réacteur en 1989 et 1990 par un mouvement de gerbage des assemblages.

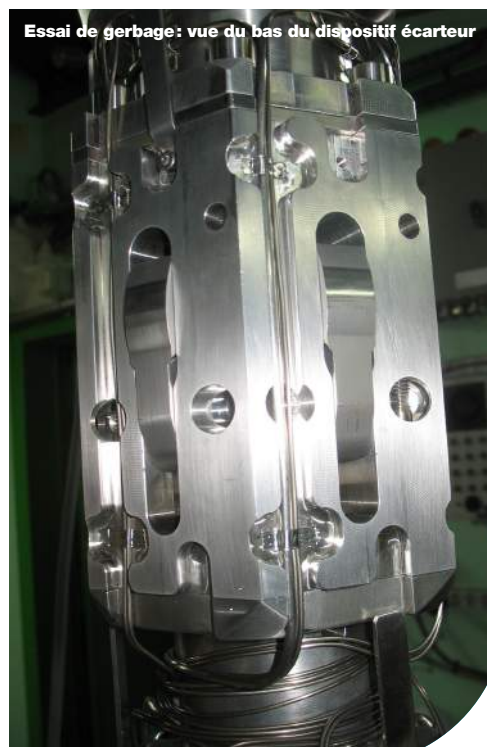
Les données expérimentales contribueront aussi à valider les modèles de dynamique des cœurs qui serviront aux études de conception du cœur d'ASTRID.

Le principe de l'essai était de provoquer, à l'aide d'un dispositif écarteur inséré dans le cœur à la place d'un assemblage, une sollicitation mécanique du réseau d'assemblages et mesurer le déplacement des têtes d'assemblages situées dans plusieurs couronnes du cœur.

Le dispositif écarteur a été positionné successivement dans deux positions du cœur en position centrale puis en position périphérique.

Le réacteur était à l'arrêt isotherme.

Deux températures de sodium ont été testées 180 °C et 320 °C afin de faire varier la compacité du cœur en jouant sur les dilatations thermiques différentes du sommier et des assemblages.



Essai de gerbage: vue du bas du dispositif écarteur

Trois configurations du cœur ont été testées à différentes températures entre mai et octobre 2013. Chacune des configurations a nécessité des manutentions de composants et d'assemblages pour arriver à l'état du bloc réacteur souhaité.

Les essais se sont déroulés dans de très bonnes conditions et ont permis d'acquérir les données souhaitées qui sont en cours de dépouillement dans les laboratoires du CEA.

#### Reprise partielle de l'exploitation de la Cellule des Éléments Irradiés

En 2012, une nouvelle unité de levage principale de la Cellule des Éléments Irradiés (CEI) ainsi que deux nouveaux télémanipulateurs lourds ont été introduits dans la cellule.

Grâce à ces équipements, la Cellule des Éléments Irradiés a pu être remise en exploitation pour le démantèlement des capsules expérimentales.

La capsule FUTURIX Cercer a ainsi été démantelée fin mars puis envoyée par château au LECA/STAR à Cadarache au mois de juin. ▶▶▶



Le reste de l'année 2013 a été consacré à remettre la Cellule des Éléments Irradiés et la Cellule Annexe en service pour reprendre le démantèlement des assemblages irradiés :

- de nouvelles scies de découpe des structures d'assemblages ont été qualifiées et introduites en cellule annexe,
- un nouveau banc de soudage des étuis destinés à contenir les aiguilles irradiées a été qualifié.

Un groupe de travail constitué de personnel de la Centrale a défini un programme de rénovation des équipements concourant à l'évacuation du combustible irradié de façon à améliorer leur fiabilité.

## Opérations de rénovation

### Remplacement des groupes froids de la Centrale

Les groupes froids de la Centrale, montrant des signes d'obsolescence, ont été remplacés en 2013 de façon à fiabiliser cette fonction.

## Opérations préparatoires à la Mise à l'Arrêt Définitif

### Démontage de l'IPE

Le mois de février 2013 a vu la fin du démontage des équipements de l'IPE. Le démontage complet de l'installation de production d'électricité a conduit à l'évacuation de 3 000 tonnes de métal. Trois composants ont été lavés. Un a été évacué en pièce unitaire comme déchet à Très Faible Activité.

### Simplification des alimentations électriques externes de la Centrale

Pendant 40 ans la Centrale PHÉNIX a été alimentée directement par 2 postes autonomes, l'un à 220 kV, l'autre à 20 kV. Ces postes étaient dimensionnés pour une centrale produisant de l'électricité et se trouvaient donc surdimensionnés par rapport aux besoins existants et futurs de la Centrale.



Il a donc été choisi de remplacer ces deux postes par deux alimentations par le réseau 5,5 kV géré par le Centre de Marcoule.

Le basculement sur ce réseau, qui a nécessité deux années de préparation, s'est produit fin novembre 2013 avec succès.

## Sûreté

L'Autorité de Sûreté et l'Autorité environnementale ont émis leur avis sur le dossier de demande de décret de démantèlement au cours de l'année 2013.

L'instruction du dossier de demande de décret de démantèlement et du dossier de réexamen de sûreté s'est poursuivie pendant toute l'année.

L'enquête publique et le Groupe Permanent, qui sont les étapes suivantes pour l'obtention d'un décret de démantèlement, sont prévues en 2014.

Les engagements pris dans le cadre du réexamen de sûreté sont en cours de réalisation (contrôle des ponts roulants, visite d'experts séisme...).

Un nouveau zonage déchets a été mis en place de façon à optimiser la gestion entre les déchets nucléaires et les déchets conventionnels. ♦







# Les réacteurs d'enseignement

**Les installations d'enseignement sur des petits réacteurs « pédagogiques » permettent la formation et l'entraînement :**

- des opérateurs de centrales nucléaires (techniciens et ingénieurs) chargés de la conduite de leur installation,
- des opérateurs (sous-officiers et officiers) des bâtiments à propulsion nucléaire (sous-marins, porte-avions, etc.),
- de toutes les personnes impliquées dans le fonctionnement d'installations nucléaires (Autorité de Sûreté, R&D, etc.) sur des sujets théoriques (neutronique) ou pratiques (pilotage, instrumentation) ; ils permettent également de pratiquer certaines recherches.



## Le Réacteur ISIS

# ISIS



### Principales caractéristiques du réacteur ISIS

- réacteur de type pile-piscine
- cœur compact :  
57 × 57 × 60 cm
- combustible :
  - ↳ 38 éléments standard
  - ↳ 6 éléments avec Hafnium comme absorbant
  - ↳ Plaques  $U_3Si_2Al$  (enrichies à 19,75 %)
- modérateur, refroidissement et protection biologique :  $H_2O$
- puissance thermique maximale : 700 kW
- flux de neutrons max :
  - ↳ Rapide ( $E > 0,1$  MeV) :  $4,5 \times 10^{12}$  n.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>
  - ↳ Thermique :  $3 \times 10^{12}$  n.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>
- possibilité d'introduire de l'eau borée

## Présentation

Implanté sur le centre d'études de Saclay, au voisinage du réacteur OSIRIS dont il est la maquette neutronique, le réacteur ISIS fait partie de l'INB 40. Il est utilisé pour effectuer les essais des nouvelles configurations de cœur, de nouveaux combustibles, ou d'expériences d'irradiation par des mesures d'effets de réactivité, de distributions de flux neutronique à différents indices de spectre ou d'échauffements gamma. Sa puissance est de 700 kW.

Le contrôle commande et la salle de conduite ont été rénovés entre 2004 et 2006.

Depuis 2003, ses activités ont été étendues à la formation d'agents EDF, et depuis mars 2007, à l'accueil de stagiaires de l'INSTN. ISIS accueille depuis début 2011 des stagiaires de master d'universités suédoises.

## Bilan 2013

ISIS a fonctionné 61 jours en 2013, dont 93 demi-journées de séances de TP (pour environ 340 stagiaires : étudiants grandes écoles, masters internationaux, ASN et techniciens), 14 demi-journées d'irradiations expérimentales (tests de chaîne d'acquisition pour chambre à fission et dosimétrie).

En 2013 a été mis en place le projet *Internet Reactor Laboratory*, financé en partie par l'AIEA, visant à permettre à partir de 2014 l'accès à certains pays aux TP dispensés à ISIS par des moyens de type visioconférence, donc en direct. Des signaux de type vidéo et numériques (tous les paramètres pertinents pour la conduite du réacteur) seront transmis, tout en obéissant aux conditions de sûreté et de sécurité les plus stricts. Une démonstration a été faite en septembre 2013 en direct pendant la Conférence Générale de l'AIEA. ♦

# La pile AZUR

## Présentation

AZUR (Alliage Zirconium Uranium) est une pile expérimentale, implantée à Cadarache destinée essentiellement aux études neutroniques, à des expériences critiques et à des mesures de radioprotection.

Le combustible utilisé à AZUR est du combustible neuf. La pile AZUR est également une installation utilisée pour la formation. Elle est particulièrement bien adaptée pour la visualisation, la démonstration et la compréhension des phénomènes mis en œuvre en physique nucléaire.

Depuis sa première divergence le 9 avril 1962, la pile AZUR a expérimenté tous les cœurs des réacteurs destinés à la propulsion nucléaire (prototype à terre, sous-marins, porte-avions Charles de Gaulle, réacteur RES) et a permis d'étudier d'autres réseaux composés de crayons ou de plaques d'oxyde d'uranium.

La pile AZUR a été rénovée en 2002 et un cœur dédié a été réalisé spécifiquement pour la formation.

La pile AZUR fonctionne à pression atmosphérique et à température ambiante.

La cuve, en alliage léger (aluminium), permet de recevoir des cœurs de tailles différentes.

Les cœurs sont contrôlés par des absorbants qui peuvent prendre des formes diverses : croix, grappes, rideaux...

Le contrôle commande installé utilise la dernière génération de calculateurs et de logiciels destinés au contrôle commande de sécurité développés et qualifiés pour être embarqués à bord des sous-marins nucléaires ainsi que du réacteur RES.

## Possibilités expérimentales

Les principales possibilités expérimentales de la pile AZUR sont :

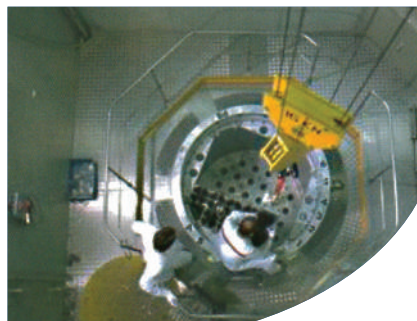
- la caractérisation des paramètres neutroniques,
- les mesures d'efficacité (bore, eau...),
- la mesure d'efficacité des absorbants,
- la mesure du coefficient de température,
- la mesure de distribution de flux, de puissance,
- l'étude de réseaux critiques (études de sûreté),
- le contrôle de chargement ou de déchargement sous eau des cœurs des réacteurs,
- les mesures de radioprotection,
- les essais en dynamique d'instrumentation nucléaire,
- l'irradiation d'échantillons.

## Bilan 2013

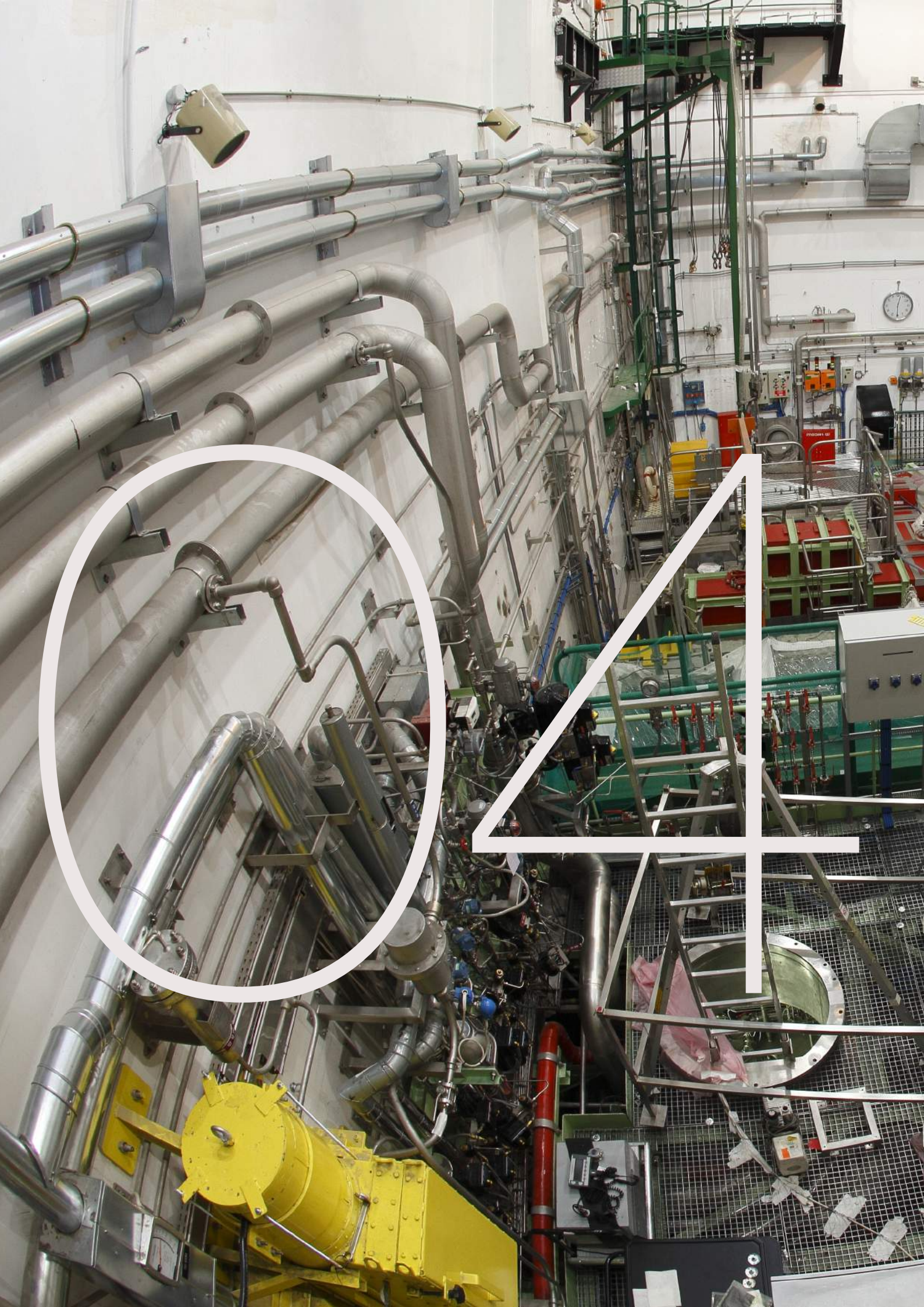
L'activité de la pile en 2013 a été consacrée à :

- la caractérisation et la recette neutronique de deux cœurs dédiés à la propulsion navale,
- la formation et la qualification à la conduite de l'installation de personnels AREVA TA,
- la formation sur réacteur de personnels de la Marine Nationale (une session).

Ces activités se sont traduites par 14 opérations de chargement/déchargement partielles ou totales ainsi que par 310 divergences, réparties sur 42 semaines en phase nucléaire. ♦











# Les réacteurs de recherche pour la sûreté

Une centrale nucléaire est conçue pour fonctionner dans un domaine prédéterminé. Elle doit cependant pouvoir « résister », sans conséquence pour les utilisateurs ou l'environnement à des écarts limités par rapport au domaine normal de fonctionnement : elle est dimensionnée en conséquence. Les réacteurs de recherche dédiés aux études de sûreté sont là pour étudier les conséquences de certaines situations accidentelles sur le comportement des combustibles utilisés dans les centrales nucléaires : ce sont les accidents de dimensionnement. Il s'agit alors de visualiser le comportement du combustible lors de la reproduction de ces accidents.

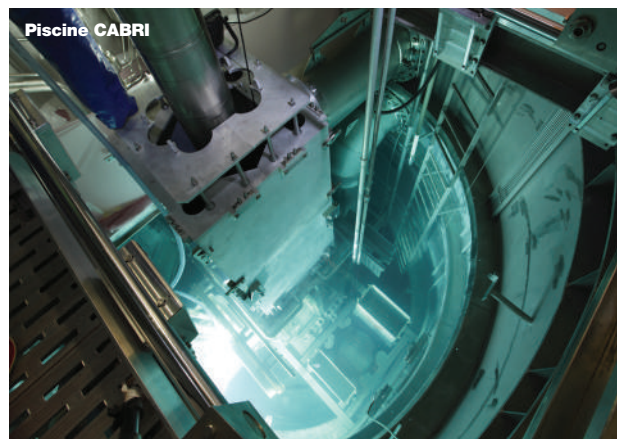
# Le réacteur CABRI

# CABRI

## Présentation

Le réacteur CABRI, situé à Cadarache, est un réacteur d'expérimentation qui permet de reproduire sur un échantillon de combustible nucléaire irradié les conditions résultant de certains accidents graves et en particulier celles provoquées par un accident de réactivité (RIA). Ce réacteur est constitué d'un cœur nourricier et d'une boucle expérimentale, dont la partie située au centre du cœur nourricier reçoit le dispositif d'essai qui contient le crayon combustible à tester. Le cœur nourricier est destiné à fournir le flux neutronique nécessaire pour obtenir la puissance désirée dans le crayon expérimental. Le refroidissement du cœur peut être assuré selon le niveau de puissance par convection naturelle avec l'eau de la piscine (pour une puissance inférieure à 100 kW) ou par convection forcée en circulation ascendante grâce au circuit de refroidissement. La particularité du réacteur réside en son système d'injection de réactivité. En effet, quatre assemblages du cœur nourricier, appelés « barres transitoires », sont équipés à leur périphérie de tubes cylindriques vides en lieu et place de la dernière couronne de crayons combustibles. Ces barres transitoires peuvent être remplies d'hélium  $^3\text{He}$  sous pression (gaz neutrophage) qui sont dépressurisées, grâce à l'ouverture de vannes motorisées, afin de modifier de façon extrêmement rapide la réactivité et donc la puissance du cœur nourricier.

La puissance peut, par exemple, passer de 100 kW à 20 GW en quelques millisecondes, puis retomber tout aussi rapidement à environ 40 MW du fait des contre-réactions neutroniques (effet doppler). L'injection de réactivité peut conduire, selon les objectifs de l'essai réalisé, à la rupture de gaine du crayon combustible expérimental situé dans la partie en pile de la boucle d'essai à eau pressurisée et éventuellement à l'éjection d'une partie du combustible contenu dans ce crayon. ►►►



## Caractéristiques du Réacteur

- $\text{UO}_2$  enrichi à 6 % en  $^{235}\text{U}$ ,
- 1 488 crayons,
- gaine en inox 304 L,
- hauteur fissile 800 mm,
- puissance thermique maximale : 25 MW (palier stabilisé),
- puissance thermique maximale en régime de pulse  $\approx 20\text{GW}$ .





## Bilan 2013

L'exploitant a défini il y a quelques années d'importantes modifications du réacteur liées :

- d'une part, à la mise en place au centre du cœur d'une boucle expérimentale à eau sous pression (ou « BEP ») en remplacement de l'ancienne boucle au sodium. Cette BEP permettra de tester, dans des conditions thermohydrauliques représentatives, les crayons combustibles issus de centrales nucléaires REP,
- d'autre part, à la réévaluation de sûreté de l'installation.

Outre la poursuite des opérations d'exploitation courante du réacteur, ainsi que les activités visant à préparer le déroulement de l'expérimentation future, les principales actions ont été celles visant à dérouler le programme CABRI+ de rénovation et de requalification de l'installation.

### Principaux travaux menés en 2013

Un important chantier de modernisation des équipements de radioprotection et de réorganisation de leur alimentation électrique, démarré il y a 3 ans, s'est achevé avec succès en septembre 2013. Un des principaux buts de ces travaux était d'améliorer la redondance et la fiabilité de l'alimentation électrique des équipements de radioprotection en cas de coupure électrique, tout en intégrant une trentaine d'équipements nouveaux nécessaires à la remise en exploitation

du réacteur (balises de détection de contamination « RADAIR » et d'irradiation « CIEP » aux différents postes de travail, coffrets de signalisation, barboteur C14...). Par ailleurs, ces opérations ont également été mises à profit pour réaliser des travaux de mise aux normes et de jouvence sur l'alimentation électrique de l'installation.

Pour mener à terme ces travaux, il a été nécessaire d'organiser en horaire décalé (6H-21H) des coupures électriques complexes étalées sur trois semaines suivant un planning rigoureux et dans le respect strict du référentiel de sûreté du réacteur.

Concernant les circuits, les principaux travaux réalisés ont été :

- l'augmentation de la puissance de chauffe de la Boucle à Eau Pressurisée (BEP),
- la modification et les tests en usine de la pompe primaire de la BEP, en vue de l'amélioration de sa barrière thermique, puis son remontage sur le circuit primaire de la boucle d'essais CABRI, en préalable aux essais de performance à chaud,
- le démontage de la vanne « chantier » de la ventilation provisoire dans le hall réacteur,
- la poursuite de la rénovation des supports blindés Cellule, bac 60, IRIS et filtre EP. ►►►



Système d'injection de réactivité hélium 3 de CABRI



### Les essais de Commission

Les essais de commission représentent le moyen de requalifier l'installation CABRI. Pour ce faire, une centaine d'essais ont été définis, concernant différents domaines : neutronique, ventilation, bloc réacteur, manutention, circuits conventionnels, circuits BEP, contrôle commande, postes d'expérimentation et fonctionnement général. Certains de ces essais doivent être réalisés après le rechargement du cœur, d'autres avant la divergence, les derniers essais devant se dérouler avant le premier essai expérimental du Programme International CABRI (CIP).

À ce jour, un peu plus de la moitié des essais de commission sont terminés.

L'achèvement des opérations de chargement du cœur, entre le 5 avril 2013 et le 19 avril 2013, ont permis ensuite de dérouler les essais mécaniques du bloc cœur en eau, les essais de fonctionnels et de temps de chute des Barres de Commande et de Sécurité (BCS) en convections naturelle et forcée, ainsi que les essais du circuit de refroidissement principal du cœur.

### Les essais de temps de chute des barres de contrôle et de sécurité

(BCS) du cœur CABRI ont été réalisés en juin 2013. Chacune des BCS a été testée individuellement et a fait l'objet

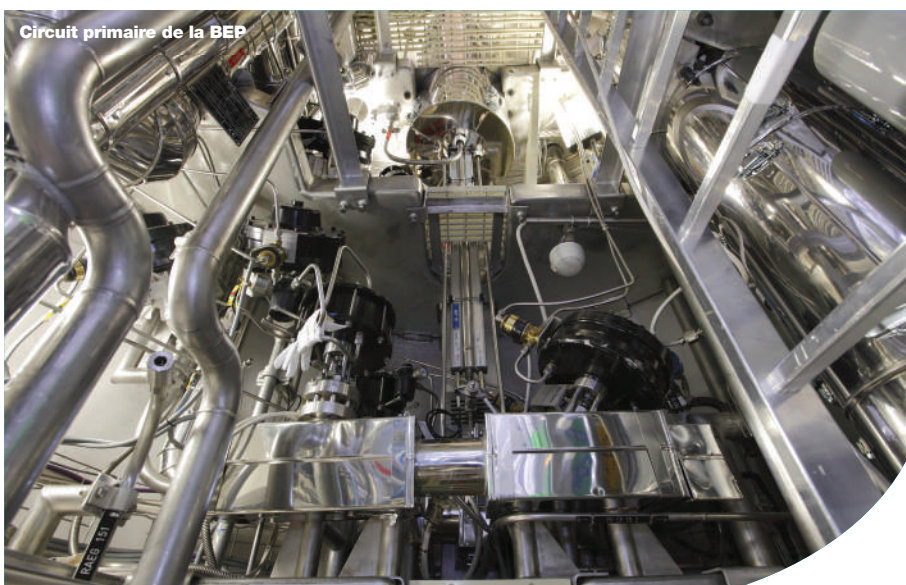
de 3 mesures indépendantes de façon à contrôler la reproductibilité de la mesure. Les essais ont permis de confirmer que les temps de chute des barres en convection forcée (à 3 250 m<sup>3</sup>/h) sont parfaitement cohérents avec les essais de 2002 et de 1988, et par là même respectent les critères de sûreté.

Faisant suite au rechargement du cœur, ces essais constituent une étape importante et l'un des derniers verrous en vue de l'obtention de l'autorisation de divergence CABRI, menant in fine au premier essai CIP-Q.

Au-delà du strict point de vue sûreté, l'excellente reproductibilité des essais de temps de chute contribuera à une bonne maîtrise de l'essai, en particulier vis-à-vis de l'incertitude expérimentale sur l'énergie déposée.

### Les essais de calibration des deux débitmètres

à organe déprimogène (sondes ANNUBAR) du circuit d'eau primaire du cœur CABRI ont été réalisés par comparaison à des valeurs de référence établies par vidange des réservoirs principaux. Ce type de calibration impose d'obtenir la meilleure précision possible quant à la mesure du débit du circuit eau cœur. ►►►



La calibration des chambres neutroniques (permettant de suivre l'excursion de puissance lors des essais CABRI) est en effet obtenue par recalage de celles-ci via des bilans thermiques réalisés sur l'eau refroidissant le cœur lors de paliers de puissance.

**Les essais de commission se sont poursuivis sur les circuits de dépressurisation des barres transitoires.** En 2012, une première phase d'essais avait permis de tester le fonctionnement hydraulique, hors puissance, du système d'injection de réactivité de CABRI, via une centaine d'essais de dépressurisation menés en  $^4\text{He}$  et/ou  $\text{N}_2$ .

En 2013, la deuxième phase des essais a permis de valider définitivement le système d'injection en mettant en œuvre l'ensemble des circuits BT et, en particulier, en utilisant comme fluide dépressurisé  $^3\text{He}$  stocké depuis 2003 dans son réservoir de stockage. La pureté de  $^3\text{He}$  étant un paramètre fondamental pour la réussite de l'expérimentation, une purification du gaz a été réalisée suivie d'une phase d'essais de dépressurisation qui ont montré une nette augmentation de la vitesse de dépressurisation. Ce résultat ainsi que ceux obtenus au niveau des analyses d'échantillons de  $^3\text{He}$  stocké puis purifié montrent que la purification effectuée a été très efficace et que le système d'injection de réactivité dans CABRI est opérationnel. L'ensemble des résultats obtenus au cours de ces essais a permis de constituer une

base de données expérimentales en vue, d'une part, d'améliorer les modèles de dépressurisation des expérimentateurs du SRES/LPRE, d'autre part, de préparer les futurs essais de start-up dédiés à la construction des transitoires de puissance CABRI.

#### Perspectives 2014

Les essais de la BEP à chaud seront réalisés et permettront de statuer sur le bon fonctionnement de la BEP vis-à-vis de l'atteinte des conditions nominales des essais (155 bar, 300 °C).

Les essais neutroniques à basse puissance seront également engagés. Ils permettront en particulier de procéder à l'approche sous-critique et à la première divergence du cœur, et à la mesure des efficacités des barres de contrôle, et plus généralement de procéder à une caractérisation neutronique fine du cœur CABRI en conditions BEP. ♦

# Le réacteur PHÉBUS

# PHÉBUS

## Présentation

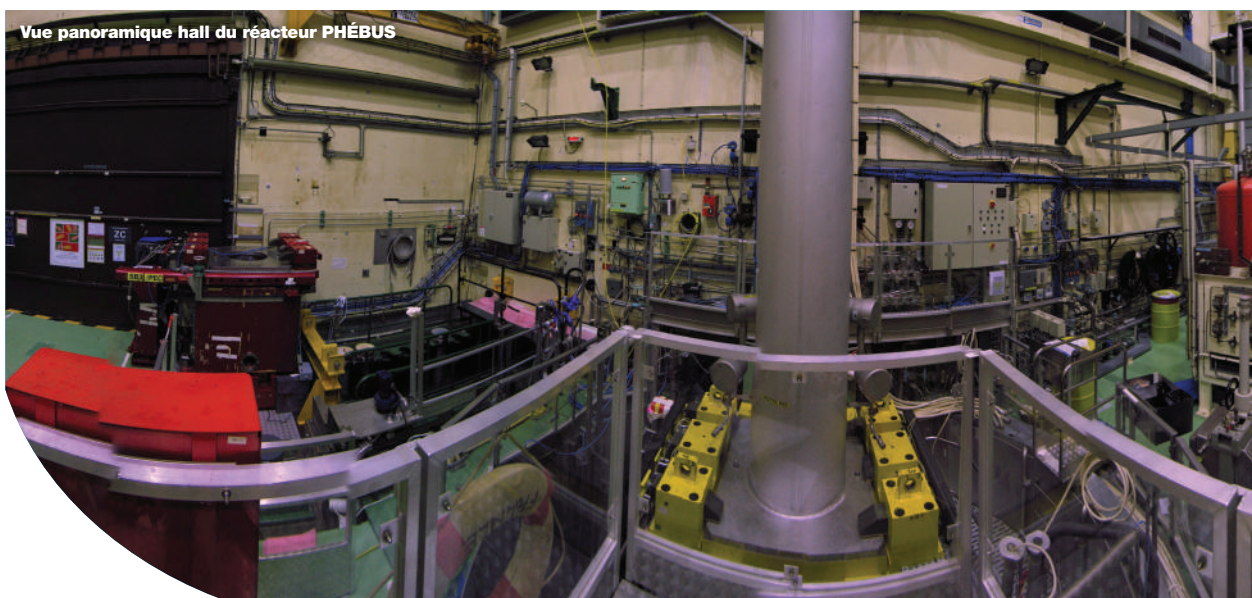
L'installation nucléaire de base n°92 est exploitée par le CEA sur le Centre de Cadarache. C'est une installation unique de conduite de recherches intégrales sur les accidents graves. Mise en service en 1979, elle a fait l'objet d'importants travaux de rénovation dans les années 90. La décision d'arrêter les essais de sûreté dans PHÉBUS a été prise fin 2007. PHÉBUS est actuellement en phase « post-programme expérimental PHÉBUS-PF ». Le combustible nucléaire est déchargé du cœur en attente de son évacuation.

## Bilan 2013

L'année 2013 a été marquée, en plus des activités liées au maintien en conditions opérationnelles et sûres de l'installation, par les points suivants :

- poursuite des opérations de démontage et d'évacuation de matériels expérimentaux sans emploi,
- reconstitution d'assemblages combustibles pour le cœur du réacteur CABRI.

Une réflexion permettant de proposer à l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) une répartition ►►►







Mise en place du poste de reconstitution



Mise en place de l'assemblage 7x9 dans le poste - Retournement - Mise en place du nouveau pied

des chantiers relevant des OPMAD (Opérations Préparatoires à la Mise à l'Arrêt Définitif) a été menée. Un dossier de sûreté est en cours de rédaction pour une transmission à l'ASN.

#### **Poursuite des opérations de démontage et d'évacuation de matériels expérimentaux**

Au total 31 équipements ont été démontés entre mars 2011 et avril 2013. Le chantier a été finalisé et le Rapport de Fin d'Intervention a été reçu et validé le 15 octobre 2013. Le démontage de ces équipements a généré près de 150 tonnes de déchets divers (intégrant les pièces massives).

#### **Reconstitution d'assemblages combustible du cœur CABRI:**

Les opérations permettant de reconstituer les deux assemblages du cœur CABRI se sont déroulées au cours du dernier trimestre. Le remplacement d'un crayon combustible de l'assemblage triangulaire

et le changement du pied de l'assemblage 7x9 ont été réalisés avec le poste de reconstitution dédié dans le bac de stockage du hall réacteur (cf. Photos ci-dessous pour l'assemblage 7x9).

#### **Perspectives 2014**

L'année 2014 sera principalement consacrée :

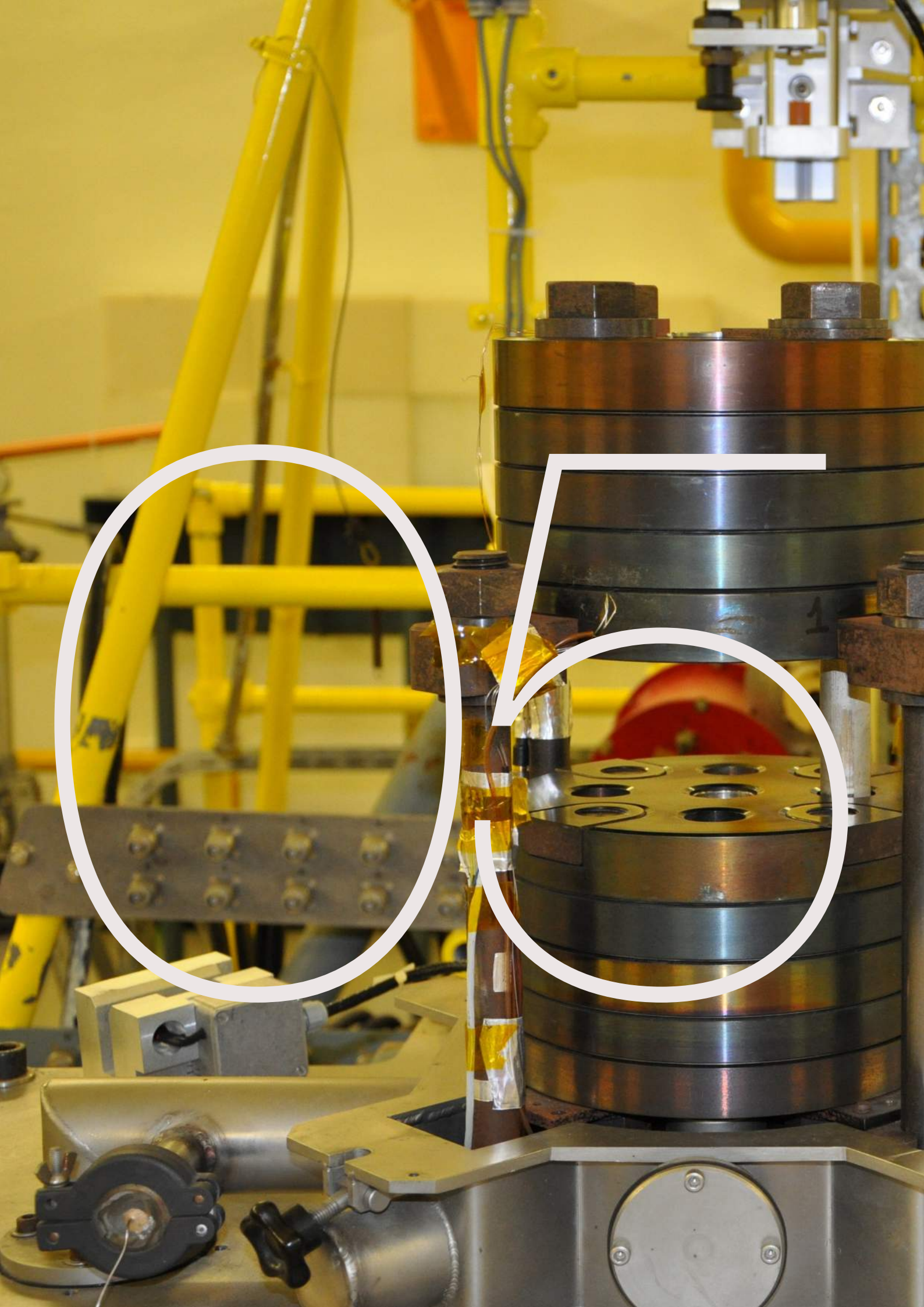
- au maintien en conditions opérationnelles et sûres de l'installation,
- à la poursuite d'activités de démontage et d'évacuation de matériels (nouveaux chantiers) sous autorisation du chef d'INB,
- au prélèvement et à l'évacuation des effluents liquides expérimentaux,
- à la préparation :
  - des dossiers de démontage d'équipements nécessitant une autorisation de l'ASN (sous article 26),
  - du dossier d'orientation du réexamen de sûreté, du plan MAD-DEM,
  - de l'Avant Projet Sommaire d'évacuation des combustibles usagés. ♦



Extraction d'un assemblage combustible



Machine de déchargement à gauche au-dessus du Cœur





# Les réacteurs d'étude en neutronique

Les maquettes critiques sont des réacteurs de très faible puissance (quelques centaines de Watt) destinées à obtenir des données neutroniques précises concernant la réaction de fission.

Pour cela, des expériences de neutronique sont réalisées dans les trois réacteurs de recherche ÉOLE, MINERVE et MASURCA. Grâce à eux, il est possible de simuler différents types de cœurs des réacteurs industriels :

- cœurs pour réacteurs à neutrons thermiques et à eau pressurisée (REP) ou bouillante (REB) dans **ÉOLE**,
- **MINERVE** est principalement utilisé pour les mesures de sections efficaces des matériaux constitutifs des cœurs,
- cœurs pour réacteurs à neutrons rapides à sodium ou à gaz dans **MASURCA**. Ce dernier permet aussi l'étude de la transmutation des actinides mineurs, dans le cadre des lois de 1991 et 2006 sur la gestion des déchets nucléaires de haute activité et à vie longue.

Les réacteurs **CALIBAN** et **PROSPÉRO** offrent des outils d'irradiations permettant, entre autres, de tester en conditions durcies des composants pour la Défense Nationale.



# Le réacteur CALIBAN

## Présentation

Le réacteur CALIBAN est en exploitation depuis 1970 sur le centre CEA de Valduc. C'est un réacteur expérimental compact de type pulsé à cœur métallique fortement enrichi. Ce réacteur, qui produit une impulsion intense de neutrons et de gammas de fission, a été développé pour les besoins de la DAM afin de simuler les effets radiatifs d'agressions nucléaires sur les composants et systèmes électroniques.



## Principe

CALIBAN est un réacteur conçu pour fonctionner en régime pulsé, au voisinage de l'état critique en neutrons prompts. Le réacteur est installé dans une cellule de grandes dimensions (longueur : 10 m, largeur : 8 m, hauteur : 5 m).

Les objets à irradier sont mis en place :

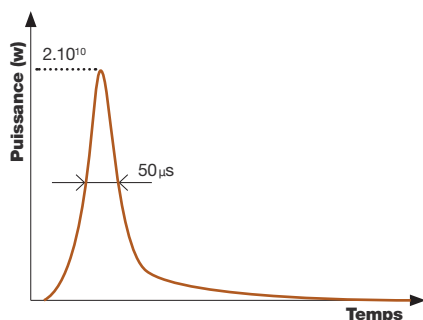
- soit dans la cavité centrale du réacteur,
- soit à l'extérieur du réacteur,
- soit dans des convertisseurs neutron-gamma ( $\text{CH}_2\text{-Cd}$ ).

Le cœur du réacteur se compose essentiellement d'un assemblage cylindrique à axe vertical en uranium enrichi, réparti en deux ensembles sensiblement identiques : l'un est fixe, l'autre est solidaire d'un dispositif de retrait rapide et constitue l'élément de sécurité.

L'introduction brutale d'une barre dite d'excursion porte le réacteur à un état sur-critique en neutrons prompts. La population neutronique croît alors suivant une loi exponentielle jusqu'à l'instant où la dilatation du combustible due à l'échauffement de la matière fissile provoque une diminution de réactivité, donc de puissance. ►►►

## Performances

La largeur minimale à mi-hauteur de la bouffée de neutrons est de 50  $\mu$ s. La puissance crête maximale est de l'ordre de 20 GW.



## Applications

- durcissement électronique en neutrons et gammas de fission,
- neutronique,
- physique des matériaux sous flux radiatif,
- dosimétrie faible / haute fluence,
- benchmark de code numérique,
- accident de criticité en milieu métallique,
- intercomparaison Services de Protection contre les Rayonnements (SPR),
- physique nucléaire.

## Bilan 2013

### Programmes

50 jours d'expérimentations ont été menés sur le réacteur CALIBAN, soit en mode surcritique prompt (excursion de puissance), soit en mode approche sous-critique. Les expérimentations ont essentiellement été réalisées :

- dans le cadre de la poursuite de la qualification de composants électroniques (durcissement électroniques) et campagnes d'irradiation d'équipements associées à la construction du Laser MégaJoule pour le CEA/DAM,
- pour l'exercice national annuel d'intercomparaison de systèmes dosimétriques en cas d'accident de criticité, auquel participent les Services de Protection contre les Rayonnements du CEA et d'AREVA,

- pour le compte d'AREVA/CANBERRA et de l'IRSN dans le cadre, respectivement, de la qualification de nouvelles sondes EDAC et de l'étude du comportement des EDAC « écrantés » et des appareils de radioprotection (continuum de détection et dosimétrie en cas d'accident de criticité).

Cette dernière campagne a mobilisé les réacteurs CALIBAN et PROSPERO pendant plusieurs semaines.

Elle a été conçue de façon à pouvoir répondre conjointement aux demandes de CANBERRA et de l'IRSN.

En effet, du fait de l'obsolescence de composants des sondes EDAC, CANBERRA a dû développer de nouveaux types de sondes gamma et neutron (EDAC 2 nouvelle génération et EDAC 3). Cette société a donc souhaité engager une collaboration avec le CEA de façon à pouvoir qualifier son nouveau matériel et s'assurer de son équifonctionnalité par rapport au matériel actuellement implanté. Par ailleurs, compte tenu de certaines configurations rencontrées dans les installations nucléaires, il est apparu nécessaire à l'IRSN d'engager des études sur le comportement des EDAC « écrantés » par des protections biologiques en y associant également des équipements de radioprotection pouvant participer à la détection des accidents de criticité, notamment ceux à cinétique lente. Le SMNC a donc élaboré des configurations expérimentales permettant de soumettre les sondes EDAC et les équipements de radioprotection à des irradiations avec des spectres et des ratios dose  $n/\gamma$  très différents dans l'objectif de couvrir un maximum de type d'accidents de criticité à différentes cinétiques.

Les EDAC, disposés en champ libre ou écrantés, ainsi qu'une soixantaine d'équipements de radioprotection ont été irradiés dans un premier temps, dans la cellule PROSPERO, à puissance stable ou avec des temps de doublement variables, puis dans la cellule CALIBAN lors de pulses de différentes puissances.

Enfin, une campagne dosimétrique a également été menée sur le réacteur PROSPERO de façon à déterminer très précisément les flux neutroniques, et donc les doses reçues, aux points d'irradiation des équipements. ♦



# Le réacteur PROSPÉRO

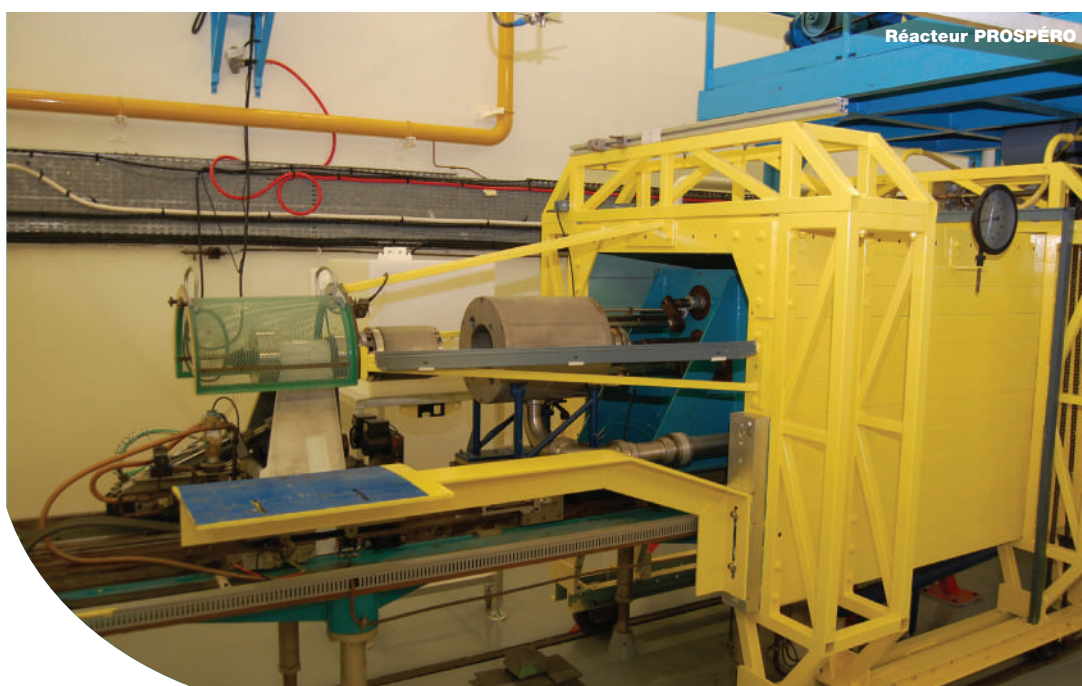
## Présentation

Le réacteur PROSPÉRO est en exploitation depuis 1968 sur le centre CEA de Valduc. Ce réacteur qui fonctionne à l'état critique retardé et à puissance continue dispose d'un cœur métallique très enrichi entouré d'un réflecteur.

Ce réacteur, qui produit des neutrons et des gammas de fission, a été développé afin de simuler les effets radiatifs d'agressions nucléaires sur les composants et systèmes électroniques.

## Principe de fonctionnement

Le réacteur se présente sous la forme d'un assemblage cylindrique à axe horizontal. Le cœur nucléaire est constitué de deux blocs en uranium enrichi. Il est entouré d'un réflecteur en uranium appauvri. Trois barres de contrôle, traversant le réflecteur, permettent le pilotage du réacteur au voisinage de l'état critique en neutrons retardés. ►►



# Performances

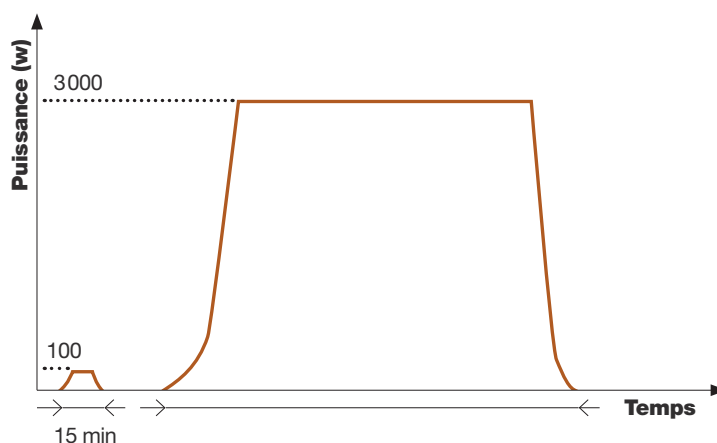
Le réacteur fonctionne en régime continu à la puissance maximum de 3 kW.

Le réacteur est installé dans une cellule de grandes dimensions (longueur : 10 m - largeur : 8 m - hauteur : 6,5 m). Avant la mise en service, les éléments à irradier sont disposés en fonction de leur volume et masse :

- soit sur un panier cylindrique qui s'adapte sur la moitié supérieure du réflecteur,
- soit sur une plate-forme solide du tunnel de protection (distance à l'axe réacteur de 300 à 700 mm),
- soit sur une table mobile disposée en cellule (distance à l'axe réacteur > 1 m).



Expériences « continuum de détection » pour l'IRSN sur le réacteur PROSPERO



Exemple d'un protocole expérimental

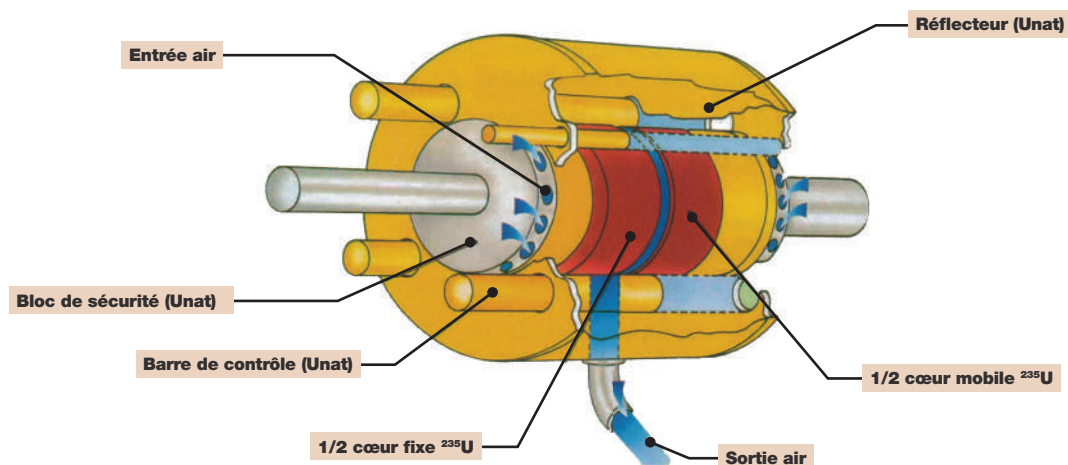


Schéma de principe du réacteur PROSPERO



# Le réacteur expérimental ÉOLE

# ÉOLE

## Présentation

La maquette critique ÉOLE est un réacteur expérimental de très faible puissance destiné aux études neutroniques des réseaux modérés à eau légère, en particulier ceux des Réacteurs à Eau sous Pression (REP) et à Eau Bouillante (REB). La première divergence de cette maquette a eu lieu en 1965.

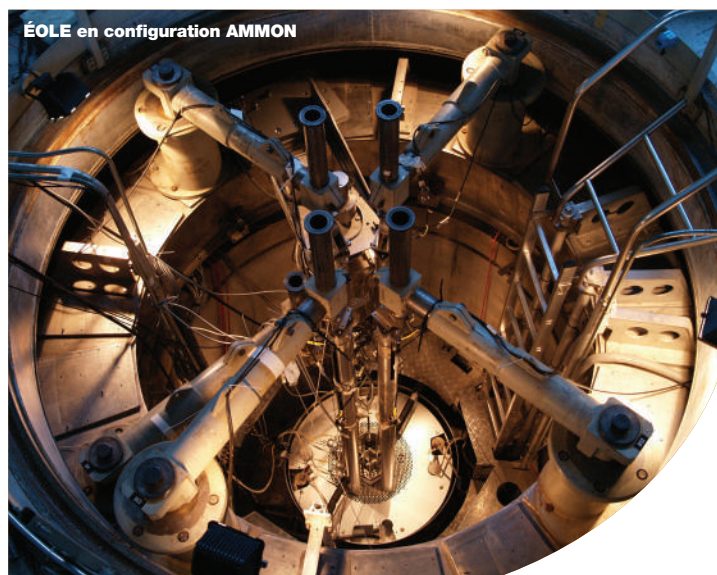
La cuve principale fait environ 2,3 m de diamètre et 3 m de hauteur. Au centre de cette dernière, une seconde cuve plus petite (environ 1 m de diamètre sur 1 m de hauteur) permet d'accueillir, grâce à un jeu de grilles interchangeables, tout type de réseau de réacteur à eau. Quatre barres de sécurité permettent l'arrêt du réacteur à tout moment. La criticité est atteinte par ajustement de la concentration en bore soluble du modérateur ou bien par ajustement du nombre de crayons combustibles.

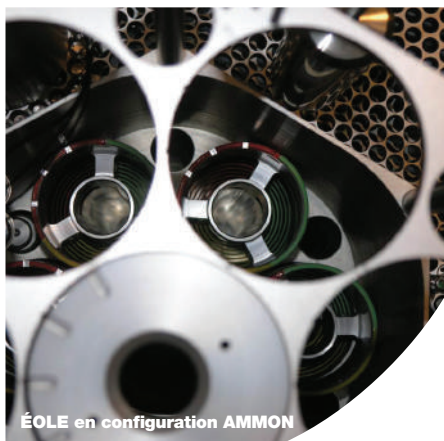
Une barre de pilotage permet d'effectuer la divergence et de stabiliser la puissance entre 0 W et 100 W (puissance maximale autorisée). De nombreux types de combustible (MOX,  $\text{UO}_2$ , de type REP et REB,  $\text{U}_3\text{Si}_2$  de type RJH) et de matériaux absorbants, poisons ou de structure (B4C naturel et enrichi, AIC, Hf,  $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ , pyrex, Zy-4,

acier, etc....) sont utilisables. Les techniques expérimentales utilisées et sa flexibilité font d'ÉOLE un outil incomparable, quasi-unique au monde, pour l'étude de la physique des réacteurs à eau.

## Les mesures physiques

Les mesures physiques mises en œuvre au cours des programmes permettent de caractériser entièrement les configurations (tailles critiques, poids des absorbants, distributions fines de puissance,





indices de spectre, laplaciens, effets en réactivité (bore) et/ou température, paramètres de cinétique, etc.) grâce à des techniques expérimentales éprouvées de spectrométrie gamma, de mesures par chambres à fission, de bruit neutronique, ainsi que par détecteurs thermoluminescences ou dosimètres à activation.

## Bilan 2013

Depuis 2010, l'installation était configurée en vue de la réalisation du programme expérimental AMMON. Ce programme s'inscrivait dans une démarche de qualification globale des outils de conception neutronique et photonique du RJH, notamment les calculs relatifs à la physique du cœur qui sont traités par le formulaire de calcul HORUS3D.

Il s'agissait de fournir des paramètres mesurés afin de disposer d'incertitudes maîtrisées pour fixer certaines options du réacteur RJH et étayer la démonstration de sûreté.

Les principaux objectifs expérimentaux étaient la maîtrise :

- de la distribution fine de puissance dans les assemblages et dans les plaques,
- de l'effet en réactivité des absorbants,
- des échauffements gamma, particulièrement dans l'absorbant de contrôle en hafnium,
- de l'effet des dispositifs expérimentaux en termes de réactivité et de distribution de puissance,
- de l'effet en réactivité du réflecteur béryllium et du spectre neutronique dans et à proximité du réflecteur,
- des coefficients de réactivité de vide et de température.

Pour ce programme, le cœur était composé d'une zone expérimentale centrale avec, en configuration dite de « référence », sept assemblages RJH (constitués d'un nouveau type de combustible : des plaques cintrées d' $U_3Si_2$ ) et d'une zone nourricière de crayons REP standards.

Sa réalisation a nécessité la mise en œuvre de plusieurs configurations représentatives du cœur RJH en situation normale ou accidentelle : insertions successives d'une barre (ou d'une  $\frac{1}{2}$  barre) de contrôle en hafnium, d'un bloc de béryllium, d'une alvéole en eau et simulation de l'éjection d'un suiveur de barre de contrôle.

En 2012 on s'était particulièrement intéressé aux barres de contrôle et à leurs effets sur les distributions de puissance axiales et azimutales des plaques, les facteurs de conversion et les échauffements gamma dans le hafnium et le béryllium.

En 2013, la configuration de référence a été remontée, afin de réaliser les mesures de coefficient de température, grâce à la double thermostatisation d'ÉOLE, à la fois dans la zone centrale et dans la zone nourricière. Ce programme s'est achevé au premier trimestre, avec les dernières mesures de puissance dans une configuration avec mandrin central de suiveur de barre éjecté, représentative d'une situation incidencielle dans le RJH.

Dans la foulée, tous les systèmes ont été démontés, et le massif AMMON a subi une campagne de métrologie détaillée destinée à la quantification des incertitudes technologiques.

En juillet 2013, un nouveau massif a été monté dans la cuve ÉOLE. Le programme expérimental associé est destiné à qualifier les outils de calcul de propagation neutronique et de fluence à la cuve des REP de Gen-II à chargement mixte UOx/MOX. Des phases de fonctionnement à puissance supérieure aux prescriptions techniques (1 000 W, pour 100 W actuellement autorisé) sont prévues pour atteindre les précisions visées dans les structures. Le programme expérimental pourra débuter dès délivrance, par l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN), de l'autorisation de chargement du cœur. ♦



# Le réacteur MINERVE

# MINERVE

## Présentation

Le réacteur MINERVE est destiné aux études neutroniques. Il vise principalement l'amélioration des bibliothèques de données nucléaires pour des réseaux combustibles représentatifs de différentes filières de réacteurs nucléaires.

Initialement installé sur le Centre d'études de Fontenay-aux-Roses (1959), il a été transféré à Cadarache en 1977.

Le réacteur est placé dans une piscine parallélépipédique en acier inoxydable de 140 m<sup>3</sup>. Le modérateur est de l'eau légère déminéralisée. Le refroidissement du cœur s'effectue par convection naturelle.

Les réseaux expérimentaux sont introduits dans une cavité carrée de

70 cm de côté au centre de la zone nourricière, permettant de reproduire des spectres neutroniques caractéristiques des réseaux rapides (ERMINE), eau légère (MELODIE), RSM (MORGANE), voire eau lourde (ELOISE).

Le contrôle du réacteur est assuré à l'aide de quatre barres en hafnium fonctionnant indifféremment en commande ou en sécurité. Le système de contrôle commande et la salle de conduite du réacteur ont été rénovés en 2002.



## Principales caractéristiques du réacteur MINERVE

- réacteur de type pile-piscine,
- combustible UAlx à plaques de type MTR,
- refroidissement: H<sub>2</sub>O,
- réflecteur: Graphite,
- puissance thermique maximale: 100 W,
- flux neutrons thermique dans la cuve: 10<sup>9</sup> n.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>,
- barres de commande: Hafnium.



## Les techniques expérimentales

C'est la technique d'oscillation qui est principalement utilisée dans MINERVE. Un oscillateur imprime un mouvement périodique vertical (sinusoïdal, ou pseudo-carré) à un échantillon dont on cherche à caractériser l'effet neutronique (matériaux fissile, fertile, absorbant ou de structure), entre deux positions situées respectivement à l'intérieur et à l'extérieur de la cavité centrale. La variation de réactivité de l'échantillon est compensée par un pilote automatique rotatif calibré à secteurs de cadmium.

En complément, des mesures physiques (indice de spectre, taux de conversion, distributions axiales et radiales de taux de fission, activation neutronique) sont également réalisées afin de caractériser neutroniquement non seulement le cœur mais également les échantillons à mesurer.

## Autres activités

MINERVE permet également de tester les performances des prototypes de chambres à fission miniatures développées par le CEA ou ses partenaires, et est clairement identifié comme installation de référence pour des collaborations internationales de physique expérimentale.

Il permet aussi la réalisation de séances de travaux pratiques en physique des réacteurs et techniques expérimentales.

## Bilan 2013

L'année 2013 a été quasi totalement consacrée aux phases 2 et 3 du programme expérimental MAESTRO (Modérateurs, Absorbants Et STRuctures étudiés par Oscillations). L'objectif de ce programme est l'amélioration de la connaissance des données nucléaires relatives aux différents matériaux rencontrés dans les Réacteurs à Eau Légère, en particulier les alliages industriels tels que Zy4, M5, inox 304L, inox 316L et inconel, ainsi que leurs principaux

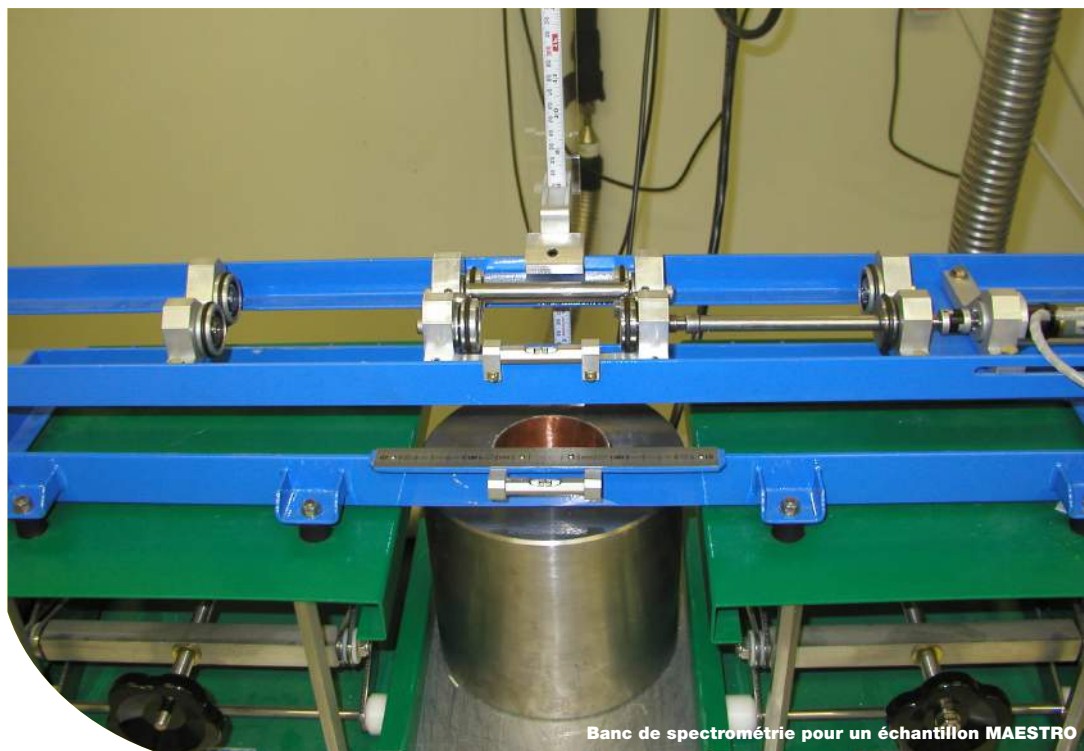
Le cœur nourricier est constitué d'assemblages à plaques d'alliage aluminium/uranium de type MTR, sous 3 m d'eau. Il est entouré d'un réflecteur graphite. Le flux neutronique (thermique) dans la cuve vaut  $10^9 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$  (pour une puissance de 100 Watt).



Chargement échantillon dans oscillateur

constituants. Il vient compléter les programmes CREDIT BURN-UP dédié aux produits de fission, OSMOSE dédié aux noyaux lourds et OCEAN dédié aux absorbants et poisons neutroniques.

Parmi les éléments proposés pour ce programme, le cobalt, le manganèse et le vanadium ont été jugés prioritaires, du fait de leur utilisation comme matériaux de détection. Leur caractérisation dans la configuration R1-UO<sub>2</sub> de MINERVE, représentative d'un spectre de REP chargé en combustible UO<sub>2</sub>, constitue la Phase 1 du programme MAESTRO, réalisée en 2011. L'amélioration significative des incertitudes expérimentales a permis, au cours de cette première partie de programme de réduire l'incertitude relative associée aux mesures des échantillons MAESTRO phase 1 à moins de 1 %. ►►►



Banc de spectrométrie pour un échantillon MAESTRO

►►► En 2012, puis en 2013, MAESTRO est rentré dans sa deuxième phase, dédiée à la caractérisation physique du réseau MAESTRO puis à l'analyse par activation d'une série de 14 échantillons de mesure. Leurs éléments, isotopes et matériaux constitutifs sont les suivants :  $^{nat}\text{Mg}$ ,  $^{nat}\text{Al}$ ,  $^{nat}\text{Si}$ ,  $^{nat}\text{Cl}$ ,  $^{nat}\text{Ca}$ ,  $^{nat}\text{Ti}$ ,  $^{nat}\text{Cr}$ ,  $^{nat}\text{Fe}$ ,  $^{nat}\text{Ni}$ ,  $^{nat}\text{Cu}$ ,  $^{nat}\text{Zn}$ ,  $^{nat}\text{Mo}$ ,  $^{nat}\text{Sn}$ ,  $^{nat}\text{V}$ ,  $^{nat}\text{Mn}$ ,  $^{nat}\text{Co}$ ,  $^{nat}\text{Nb}$ ,  $^{nat}\text{Rh}$ ,  $\text{H}_2\text{O}$ ,  $^{nat}\text{Be}$ ,  $^{nat}\text{C}$ , polyéthylène,  $^{nat}\text{Cs}$ ,  $^{nat}\text{Ag}$ ,  $^{nat}\text{In}$ ,  $^{nat}\text{Cd}$ ,  $^{nat}\text{Eu}$ ,  $^{nat}\text{Gd}$ ,  $^{nat}\text{Dy}$ ,  $^{nat}\text{Er}$ ,  $^{nat}\text{Hf}$ ,  $^{107}\text{Ag}$ ,  $^{109}\text{Ag}$ ,  $^{153}\text{Eu}$ , Zy4, M5, SS304, SS316 et Inconel. La phase n° 3 de MAESTRO, démarrée au 2<sup>nd</sup> trimestre 2013, a concerné la mesure du poids en réactivité de l'ensemble des échantillons de mesure par la technique d'oscillation.

Des soucis d'homogénéité dans la réalisation de certains des échantillons, révélés par la spectroscopie, ont entraîné un reconditionnement. Ils feront l'objet d'une quatrième phase du programme, planifiée au premier semestre 2014.

L'objectif de MAESTRO est de réduire l'incertitude due aux données nucléaires de base de ces matériaux à 1 % ou 2 % selon le cas.



Oscillateur au centre du réacteur MINERVE



## La réévaluation de sûreté d'ÉOLE et MINERVE

À la suite de la réunion du Groupe Permanent (GP) le 28 septembre 2011, différents engagements pris par le CEA sont désormais soldés et, d'autres toujours en cours de réalisation. Il s'agit notamment de :

- réaliser des aménagements et des travaux de jouvence concernant les moyens de manutention (principalement les ponts-roulants), le risque incendie et le contrôle-commande de la ventilation ;
- conduire des études complémentaires, notamment sur le thème de la criticité et la prise en

compte des conditions climatiques extrêmes ;

- mettre à jour le référentiel de sûreté (Rapport de Sûreté et Règles Générales d'Exploitation) pour intégrer l'ensemble de ces études et modifications.

Les études sismiques ont été instruites par l'IRSN en 2013. Dans l'attente des conclusions définitives, l'ASN a demandé au CEA la mise en place de mesures compensatoires pour autoriser le fonctionnement de l'installation jusqu'à l'horizon 2020. Ces mesures compensatoires prévoient notamment des opérations de désentreposage progressif, en commençant par les combustibles

qui ne seront plus utilisés dans les programmes expérimentaux à venir.

Le CEA a entamé, dès 2006, une réflexion sur le devenir, à long terme, d'ÉOLE et de MINERVE.

Compte tenu des lourds investissements nécessaires pour pérenniser ces installations au-delà de la décennie en cours, il est apparu que la construction d'un nouveau réacteur, regroupant les fonctionnalités des deux maquettes, constituerait un optimum économique et permettrait de minimiser les risques : la réalisation de ce réacteur est l'objet du projet ZEPHYR (Zero Power PHYSics Reactor). Sa mise en service est prévue sur Cadarache à l'horizon 2025. ♦



Atelier de fabrication des chambres à fission

### L'instrumentation et les techniques de mesure au service des expérimentations

La réussite des programmes expérimentaux repose pour une bonne part sur la pertinence et la qualité des mesures effectuées. L'expertise, reconnue au niveau international, du DEN/DER/SPEX en instrumentation en réacteur, associée aux développements et réalisations de capteurs et systèmes de mesure constituent un des atouts majeurs des 3 maquettes critiques de la DEN qui bénéficient ainsi d'une instrumentation à la

pointe des connaissances et pratiques et en adéquation avec les besoins expérimentaux. Parmi les moyens techniques en soutien des expérimentations on peut noter :

- une plateforme d'instrumentation (développement et essais de capteurs et de chaînes de mesure associées),
- une plateforme de modélisation des détecteurs nucléaires,
- un atelier de fabrication de chambres à fission,
- une plateforme de mesure de la dosimétrie, accréditée COFRAC,
- des bancs de gamma scanning et un banc de mesure des TLD (Dosimètre Thermo Luminescent).

Les compétences en soutien aux expérimentations concernent :

- la conception, le développement et la qualification des capteurs et des chaînes de mesure associées, notamment pour les mesures en réacteur des flux neutroniques, du rayonnement gamma, de l'échauffement nucléaire, des paramètres cinétiques, mais aussi de la température, des déformations ou du relâchement des gaz de fission,
- les techniques de mesure et le traitement du signal,
- la conception, le développement et la fabrication de chambres à fission,
- la conception et la fabrication de dosimètres par activation,
- la mise en œuvre et la réalisation de mesures par spectrométrie gamma et x,
- l'élaboration et la mise en œuvre des méthodes d'interprétation des mesures de dosimétrie.



## Le réacteur MASURCA

# MASURCA

### Présentation

Le réacteur MASURCA, de très faible puissance (5 kW), est destiné à l'étude des caractéristiques neutroniques des Réacteurs à Neutrons Rapides ainsi qu'au développement des techniques de mesures nucléaires.

Sa première divergence date de décembre 1966. Ce réacteur, peut contenir des cœurs d'un volume allant jusqu'à 6 m<sup>3</sup>. Ils sont constitués de tubes de section carrée chargés individuellement de réglettes ou de plaquettes de combustible, d'absorbants ou de caloporteurs représentatifs de réseaux à neutrons rapides ou épithermiques à étudier.

Il permet d'aborder un nombre quasi illimité de combinaisons de solutions représentatives des problèmes à traiter (MOX, Pu métallique, UOx appauvri, naturel et enrichi, thorium, graphite, gaz, sodium, plomb, acier, ferrite, CaH<sub>2</sub>, ZrH<sub>2</sub>...)

Cette installation très flexible du point de vue de son chargement et de son exploitation permet ainsi de valider des solutions novatrices de cœurs de réacteurs tels que les RNR gaz, les HTR, les réacteurs hybrides sous critiques (en anglais ADS, pour *Accelerator Driven System*), et à présent le nouveau concept Cœur à Faible coefficient de Vidange (CFV) pour le futur réacteur ASTRID.

Le CEA a décidé, en janvier 2010, d'engager un important programme de rénovation de l'installation, cette décision faisant suite à une réflexion engagée en 2009 sur le rôle et l'importance de cet outil pour répondre aux besoins en physique neutronique des Réacteurs à Neutrons Rapides de 4<sup>e</sup> génération. Hormis la jouvence des circuits de servitude et du contrôle commande, cette rénovation implique également des travaux de renforcement aux séismes, qui vont jusqu'à la construction d'un nouveau Bâtiment de Stockage et Manutention (BSM).

Concernant le planning de réalisation, on vise une autorisation de mise en service à mi-2017, pour un rechargement du cœur à partir de 2018.

Le financement de ces opérations s'inscrit dans le cadre du grand emprunt national et est acté dans la convention État-CEA du 9 septembre 2010 parue au Journal Officiel du 11 septembre 2010.

### Bilan 2013

#### Opérations de désentreposage

Les opérations de désentreposage des sources et des matières fissiles sans emploi sont la conséquence de l'Évaluation Complémentaire de Sécurité post-Fukushima (ECS) conduite sur l'installation en 2011.

Le désentreposage temporaire des matières du magasin est, quant à lui, la conséquence des travaux de rénovation, puisque c'est un préalable aux interventions sur le BSM.

Les opérations sur le coffre 1 du Bâtiment de Stockage et de Manutention se sont achevées en décembre 2013 ; il est désormais vide. Elles se sont déroulées depuis octobre 2012, dans un contexte planning très contraint, et ont permis l'évacuation d'une vingtaine de lots de matières à base d'uranium et de plutonium. Certains articles ont pu être expédiés directement vers MAGENTA pour y être entreposés dans le hall de catégorie I. Les autres lots, n'ayant pas un conditionnement conforme aux spécifications d'entreposage de MAGENTA, doivent faire l'objet d'un reconditionnement et, pour certains, d'un traitement d'oxydation réalisé au LEFCA. Préalablement aux opérations, des autorisations spécifiques ont dû être demandées pour que les installations concernées puissent expédier ou accueillir les matières, mais aussi pour que l'emballage TNBGC puisse être utilisé pour leur transport.

Cette opération sur les matières sans emploi va permettre de focaliser les efforts sur le désentreposage des combustibles de l'INB pour achever l'ensemble du processus d'évacuation des matières fissiles de MASURCA en 2014, conformément à la prescription de l'ASN.

#### **Projet de rénovation MASURCA (PRMSK)**

Concernant les études et le processus réglementaire, l'année 2013 a vu, en particulier :

- l'enclenchement de la rédaction de l'Avant-Projet Détaillé, par le Maître d'Œuvre,
- la préparation du Rapport Préliminaire de Sûreté, qui sera instruit par l'ASN en amont de l'engagement des travaux de construction du nouveau BSM,



- le lancement des examens de conformité d'équipements essentiels pour la sûreté,
- la poursuite des Évaluations Complémentaires de Sûreté,
- le recueil des données de terrain pour la réalisation de l'étude d'impact écologique.

En parallèle, le travail de préparation de la rénovation a été poursuivi avec :

- le développement et la mise en place du système de supervision dans le Bureau de Surveillance et Exploitation (BSE),
- la rénovation des réseaux informatiques et de téléphonie,
- la mise en conformité des circuits et cuves d'effluents suspects,
- la jouvence de l'installation de production d'air comprimé. ♦









# Les nouveaux réacteurs de recherche

Le vieillissement des réacteurs et l'évolution des normes conduisent à des réévaluations de sûreté de plus en plus longues et coûteuses. Après la réévaluation de sûreté de PHÉNIX, achevée en 2003, les réacteurs CABRI, MASURCA, le RHF... ont été dans des phases de travaux lourds liés à cette démarche. Et de nouvelles réévaluations se profilent pour d'autres installations. De plus, grâce à l'évolution des techniques et à la prise en compte de l'expérience accumulée sur les réacteurs en fonctionnement, les caractéristiques et les possibilités de nouveaux réacteurs peuvent être améliorées. C'est dans cet esprit, et pour préparer l'avenir des réacteurs de recherche français et européens, que deux nouveaux réacteurs sont en cours de construction sur le site de Cadarache : le RES et le RJH.

# Le réacteur RES

## Moyen d'essai au service de la dissuasion nucléaire française

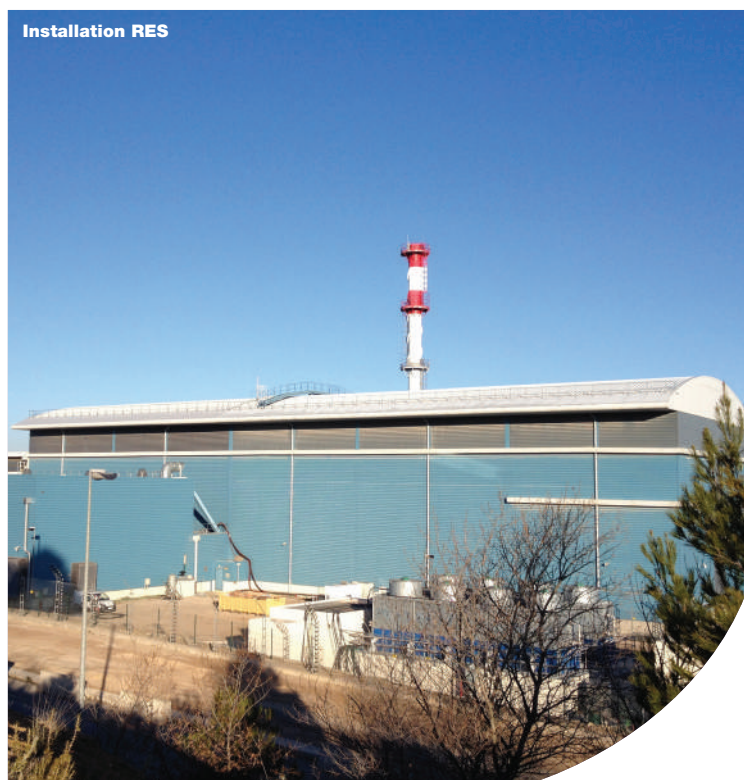
# RES

### Présentation

L'installation RES est implantée sur le site CEA de Cadarache, berceau historique des moyens d'essais de la propulsion nucléaire de la Marine Nationale. Cet outil de haute technologie s'inscrit dans un objectif global de maintien en condition opérationnelle des moyens de la dissuasion nucléaire française. Le RES s'inscrit dans la lignée des réacteurs à terre ayant permis de qualifier les concepts et technologies des filières de réacteurs embarqués : le PAT (Pilotage A Terre) pour les premiers sous-marins nucléaires lanceurs d'engins (SNLE-M4), la CAP (Chaudière Avancée Prototype) pour les sous-marins nucléaires d'attaque (SNA), puis le RNG (Réacteur de Nouvelle Génération) pour les SNLE de nouvelle génération (SNLE-NG) et le Porte-avions Charles de Gaulle.

Principalement dédié à la R&D, les objectifs principaux du RES concernent la qualification des codes de calculs, des combustibles nouveaux et des différents équipements des chaudières nucléaires embarquées, existantes et futures.

L'installation comprend deux modules successivement intégrés à l'INBS-PN\* : fin de l'été 2005 pour le module piscine et à venir pour le module réacteur.



Le programme RES est conduit par la Direction de la Propulsion Nucléaire (DPN), direction d'objectifs de la DAM assistée par AREVA TA concepteur de la chaudière. La réalisation de l'ouvrage implique une centaine d'entreprises et de fournisseurs, aux niveaux local, régional et national. ►►►

\*Installation nucléaire de Base dédiée à la propulsion nucléaire et classée secrète, par décision du premier ministre, en application des dispositions de l'article 17 du décret n° 63-1 228 du 11 décembre 1963 modifié.



Essai vapeur



## Objectifs et enjeux

Les principaux objectifs du RES sont :

- le soutien de la flotte des bâtiments à propulsion nucléaire,
- la qualification du combustible et des cœurs des chaufferies actuelles et futures,
- la mise au point et la qualification de concepts nouveaux (en premier lieu pour le programme de SNA de nouvelle génération, BARRACUDA).

Quant aux enjeux, il s'agit de garantir la disponibilité des bâtiments à propulsion nucléaire de la Marine Nationale, permettant ainsi de participer à la crédibilité de la dissuasion et de pérenniser ce mode de propulsion pour la Marine.

Véritable réacteur d'expérimentations scientifiques, le RES disposera pour atteindre ses objectifs d'outils innovants et de hautes technologies, à savoir une instrumentation « in core » permettant une cartographie neutronique ou un

suivi du flux neutronique en temps réel du cœur, ainsi qu'un banc de mesures par gammamétrie permettant la caractérisation non destructive du taux de combustion.

Enfin, des dispositions réservataires ont été prises tout au long de la conception et de la construction afin de répondre à des besoins de formation dans le domaine de la conduite d'installations nucléaires et des besoins accrus dans le domaine du soutien de la flotte en service ou de l'aval du cycle. ►►►



## Bilan 2013

Durant l'année 2013, le projet RES a été marqué par la mise en place effective de la nouvelle organisation industrielle retenue pour la finalisation de la construction du réacteur : sur la base des études détaillées menées par le concepteur, les nouveaux fournisseurs sont arrivés sur chantier pour finaliser les réalisations sur l'installation.

Les anciens marchés fournisseurs sont en cours de finalisation avec des réceptions soit prononcées en 2013 soit prévues au premier semestre 2014.

Quelques étapes importantes ont été franchies avec la réalisation des essais en vapeur fossile de la machine, le démarrage des essais de ventilation.

Les prochaines grandes étapes sont :

- fin du chantier clos et indépendant et rattachement de la partie RES Réacteur à l'INBS-PN,
- réalisation des essais « type 2 » des sous-systèmes (ventilation, circuits...),
- réalisation des essais globaux,
- chargement des éléments combustible neufs,
- divergence du réacteur. ♦

## Le chantier en quelques chiffres

- **400 000 m<sup>3</sup>** de terrassement
- **6,5 ha** de surface aménagée
- **5 000 m<sup>2</sup>** de surface construite
- **37 000 m<sup>3</sup>** de béton
- **7 000 t** d'armatures métalliques
- jusqu'à **350 kg/m<sup>3</sup>** de densité de ferrailage
- **400 km** de câbles électriques
- **33 km** de tuyauteries
- **62 t** de gaines de ventilation
- **6 stations** de traitement d'air
- **3,6 millions** d'heures chantier

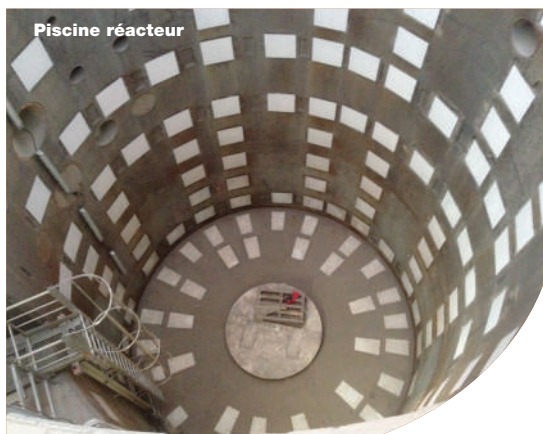
## Le Réacteur Jules Horowitz

# RJH

### Présentation

Dans un contexte énergétique tendu, les recherches pour améliorer encore les performances et la sûreté de la filière nucléaire, constituent un enjeu majeur. Or, en Europe, les réacteurs de recherche nécessaires à ce type d'études datent des années 60. La disponibilité d'un outil de recherche moderne, permettant de maintenir un haut niveau d'expertise en France et en Europe, apparaît comme un besoin croissant dans le domaine de l'énergie nucléaire. Le réacteur de recherche Jules Horowitz (RJH), répond à cet enjeu scientifique et technologique. Au XXI<sup>e</sup> siècle coexisteront trois générations de réacteurs : ceux du parc actuel, ceux de la 3<sup>e</sup> génération actuellement en développement et ceux de la 4<sup>e</sup> génération à l'horizon 2040.

**Avec le RJH, les besoins d'expérimentation sur les nouveaux**



**matériaux et combustibles devraient être couverts durant les cinq prochaines décennies.**

L'un des atouts majeurs de cette installation est la flexibilité de son « plateau d'expérimentation » qui lui permettra de recréer les environnements physiques et chimiques de toutes les filières de réacteurs, présentes ou projetées. Puissant, polyvalent et modulable, le RJH est conçu pour réaliser simultanément une vingtaine d'expériences. Il disposera d'un « spectre neutronique à deux bosses », capable de produire des flux intenses de neutrons, tant dans le domaine thermique (applications pour les recherches sur les réacteurs classiques actuels) que dans le domaine rapide (applications pour les réacteurs à neutrons rapides de la quatrième génération).

Situé dans la vallée des piles du CEA Cadarache, il pourra s'appuyer sur d'autres installations expérimentales du centre : la plupart des échantillons qui seront placés dans le cœur du Réacteur Jules Horowitz seront préparés et analysés dans les laboratoires d'étude des combustibles du CEA Cadarache, dont le Laboratoire d'Examen des Combustibles Actifs, le LECA. ►►►





Opération de mise en place du dôme  
sur le bâtiment du réacteur

La mise au point des réacteurs à neutrons rapides du futur suppose de développer de nouveaux matériaux et de nouveaux combustibles innovants capables de résister à de très fortes sollicitations. La performance et la sûreté de ces concepts nécessitent des expériences en réacteur de recherche pour sélectionner les solutions les plus prometteuses et tester leurs limites de comportement.

**Enfin, le RJH sera aussi un des principaux producteurs de radio-isotopes à usage médical, en assurant de 25 % à 50 % des besoins européens.**



Pont polaire

## Bilan 2013

Concernant la réalisation de l'installation, l'année 2013 a été marquée notamment par :

- la poursuite du programme de qualification du combustible RJH à travers l'expérience EVITA dans le réacteur BR2 en Belgique,
- la poursuite de la réalisation de l'enceinte du réacteur et de la piscine, et des bâtiments auxiliaires,
- la poursuite des études des lots électromécanique, ventilation, circuits de sauvegarde, circuits de fluide, bloc réacteur et contrôle commande,
- le début de travaux d'implantation des tuyauteries d'alimentation en eau du circuit tertiaire de refroidissement pour le RJH,
- la mise en place du pont polaire,
- la mise en place du dôme du bâtiment réacteur.

L'année 2013, du point de vue exploitation et expérimentation, a été marquée par plusieurs points :

- l'élaboration d'un programme de formation pour les futurs exploitants et expérimentateurs basée sur une approche « pyramidale »
- des réflexions sur le développement d'instrumentations spécifiques en support des essais de démarrage,
- la réception du simulateur RJH en version V0 permettant de sensibiliser les futurs opérateurs au fonctionnement du

## Principales caractéristiques du Réacteur Jules Horowitz

- réacteur de type pile-piscine, refroidi à l'eau légère
- réflecteur en béryllium
- puissance : 100 MWth
- hauteur fissile : 60 cm
- flux thermique maximum :  $> 5 \times 10^{14} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$
- flux rapide maximum :  $5.5 \times 10^{14} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$
- combustible :  $\text{U}_3\text{Si}_2$  pour le cœur de démarrage puis UMO dès sa qualification

- la fin des études neutroniques du cœur de démarrage permettant la définition du nombre d'éléments combustibles et leur gestion dans le temps jusqu'à la mise à l'équilibre,
- la définition et la réalisation d'un outil de gestion des interventions (autorisation de travaux, gestion des consignations, mise sous régime), basé sur l'outil GIE utilisé à PHÉNIX



Plusieurs revues de conception ont eu lieu en vue de figer les options prises : le banc d'examen de neutronographie, certains équipements de la boucle MADISON, les dispositifs de production de Mo99...

D'un point de vue sûreté, un guide rédaction du dossier dispositif expérimental est en cours d'élaboration en vue de faciliter le processus d'autorisation de réaliser des expériences. ❖





# 2014

## Chefs d'installation



Bernard  
AUTRAN  
MASURCA - Cadarache



Karine BLANDIN  
ÉOLE/Minerve - Cadarache



Hervé  
CHATEAUVIEUX  
CALIBAN, PROSPÉRO - Valduc



Michel DELAGE  
OSIRIS/ISIS - Saclay



Christian  
BLOCQUEL  
ORPHÉE - Saclay



Jérôme ESTRADE  
RJH - Cadarache



Éric FONTANAY  
CABRI/PHÉBUS - Cadarache



Hervé GUYON  
HFR - ILL Grenoble



Thierry PAYA  
RES/AZUR - Cadarache



Daniel  
ROCHERWERGER  
PHÉNIX - Marcoule



Muriel SCHAUB  
CALIBAN, PROSPÉRO - Valduc













Éditeur : **Jérôme ESTRADE**  
Président du CER

Photos : ALLARD/CEA, LESNECHAL/CEA,  
STROPPA/CEA, RENARD/CEA,  
STUDIO REVIREE/ILL, GINTER/ILL  
AREVA, EDF, CEA

Réalisation : **SeptLieux.fr**