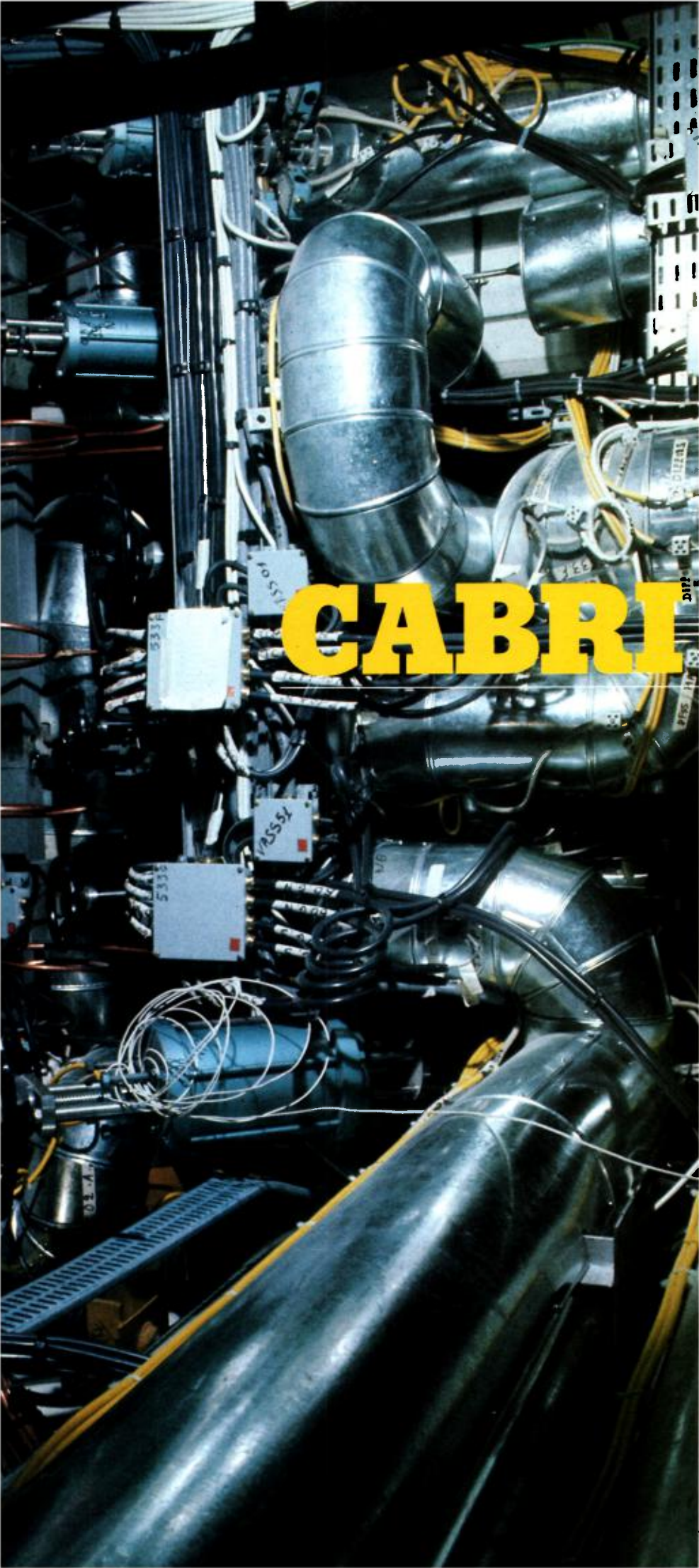




CABRI

un réacteur expérimental consacré à des études de sûreté

L'art de construire les centrales nucléaires ne peut être dissocié du souci constant de garantir leur sûreté et de vastes programmes de recherches y sont consacrés. Quels accidents sont plausibles et que se passerait-il s'ils avaient lieu ? Le réacteur expérimental CABRI, fruit d'une collaboration franco-allemande, a permis d'améliorer la modélisation du comportement d'un surgénérateur à neutrons rapides dans certaines hypothèses de fonctionnement accidentel. Outil exceptionnel, capable d'effectuer par exemple des sauts de puissance de 16 à 16 000 MW en 200 millisecondes, CABRI est devenu un pôle de coopération internationale en sûreté nucléaire.

Réacteurs à eau sous pression et réacteurs à neutrons rapides : des problèmes de sûreté différents

Les réacteurs PHÉNIX et SUPERPHÉNIX (encadré 1) ouvrent la voie d'une nouvelle génération de centrales nucléaires dans laquelle la France a une avance incontestée. Par rapport aux réacteurs à eau sous pression construits en série et qui forment la base du programme électronucléaire français, les réacteurs surgénérateurs à neutrons rapides diffèrent sur des points essentiels. Certaines de leurs caractéristiques sont favorables à la sûreté (absence de pression élevée, liquide de refroidissement à une température éloignée de son point d'ébullition), tandis que d'autres sont plutôt des inconvénients (propriétés chimiques du sodium par exemple). Un autre aspect défavorable de ce type de réacteurs est qu'en fonctionnement normal le cœur ne se trouve pas dans une configuration de réactivité maximale⁽¹⁾.

Dans un réacteur à eau sous pression, l'eau qui modère les neutrons est nécessaire à l'entretien de la réaction en chaîne. Toute augmentation de puissance ou toute réduction du débit d'eau dans le cœur entraîne une vaporisation de l'eau et l'arrêt de la réaction en chaîne. Des expériences très brutales ont été faites sur des petits réacteurs d'essais démontrant qu'ils étaient sûrs sans intervention extérieure.

La situation est différente pour les réacteurs à neutrons rapides car le sodium utilisé pour l'extraction de la chaleur et le refroidissement des aiguilles de combustible est un frein de la réaction en chaîne. Une vaporisation acci-

dentelle du sodium au centre du cœur augmenterait la réactivité, c'est-à-dire le taux de multiplication des neutrons, puis la puissance, amplifiant ainsi l'expulsion du sodium et pouvant provoquer l'emballement du réacteur : c'est « l'excursion primaire ». Si elle entraîne une fusion plus ou moins complète du cœur, puis une compaction de ce cœur, le combustible ainsi rassemblé deviendrait un ensemble plus réactif, ce qui serait une deuxième cause d'emballement du réacteur (excursion secondaire).

L'hypothèse de Bethe et Tait

Les phénomènes que nous venons d'évoquer ont donné lieu à de nombreuses spéculations dont le célèbre rapport anglais de Bethe et Tait en 1956 (encadré 2). Ces physiciens ont étudié une hypothèse volontairement pessimiste et ont considéré le cas d'un cœur de réacteur totalement fondu mais non encore écrasé et dont la partie supérieure tomberait brusquement sur la partie inférieure. Il s'agissait d'un cas académique, trop simplifié pour être réaliste et qui donnait une valeur largement supérieure à l'énergie dégagée. Cela eut l'avantage d'alerter les experts sur la nécessité d'une analyse approfondie qui a montré que la réalité serait moins catastrophique en raison de la progressivité des phénomènes, de la contre-réaction de température (effet Doppler⁽²⁾ qui freine la réaction en chaîne) et des différents mécanismes de dispersion du combustible. Cette analyse s'est attachée d'une part à relier l'origine de tels accidents à des causes plausibles et d'autre part à décrire d'une manière plus réaliste les événements se déroulant ensuite. C'est ainsi que dans un tel scénario l'un des phénomènes essentiels est l'interaction thermique entre le combustible fondu, éventuellement éjecté de sa gaine sous la pression des gaz de fission, et le sodium liquide dont la vaporisation brutale peut créer une onde de pression.

Naturellement, de nombreuses précautions sont prises lors de la construction des réacteurs à neutrons rapides

Superphénix, une centrale prototype

SUPERPHÉNIX est le nom donné au réacteur de la centrale de Creys-Malville. Sa mise en service a eu lieu le 7 septembre 1985. Lorsqu'elle atteindra sa pleine puissance de 1 200 MWe, elle détiendra, dans la filière des réacteurs à neutrons rapides, le record actuellement détenu par BN-600 (600 MWe) en URSS. SUPERPHÉNIX, centrale prototype, a été édifiée près de Lyon par un consortium international pour le compte du groupement d'électriciens NERSA comprenant EdF (51 %), Ente Nazionale per l'Energia Elettrica (Italie : 33 %) et Schnell-Brüter Kernkraftwerksgesellschaft (Allemagne : 16 %).

pour éviter l'amorce et le développement de tels phénomènes. Notamment de multiples sécurités sont prévues pour s'assurer de la chute des barres de commande qui arrêtent la réaction en chaîne.

Des réacteurs expérimentaux : TREAT et CABRI

Toutefois, dès la fin des années 50, les experts ont ressenti le besoin de connaître le comportement du combustible en situation accidentelle extrême, c'est-à-dire dans le cas de variations brutales de puissance simulant un emballement du réacteur. Ce n'était possible que dans un réacteur d'essai conçu pour produire à la demande des pics de puissance où était mis à l'épreuve un échantillon du combustible utilisé dans les réacteurs à neutrons rapides.

(1) Dans un réacteur nucléaire, la variation de la puissance est déterminée par le pouvoir de multiplication des neutrons k_{eff} . Selon que ce dernier est supérieur ou inférieur à l'unité, la puissance croît ou décroît. Elle est stable pour $k_{eff} = 1$. L'écart de k_{eff} à l'unité est appelé la réactivité.

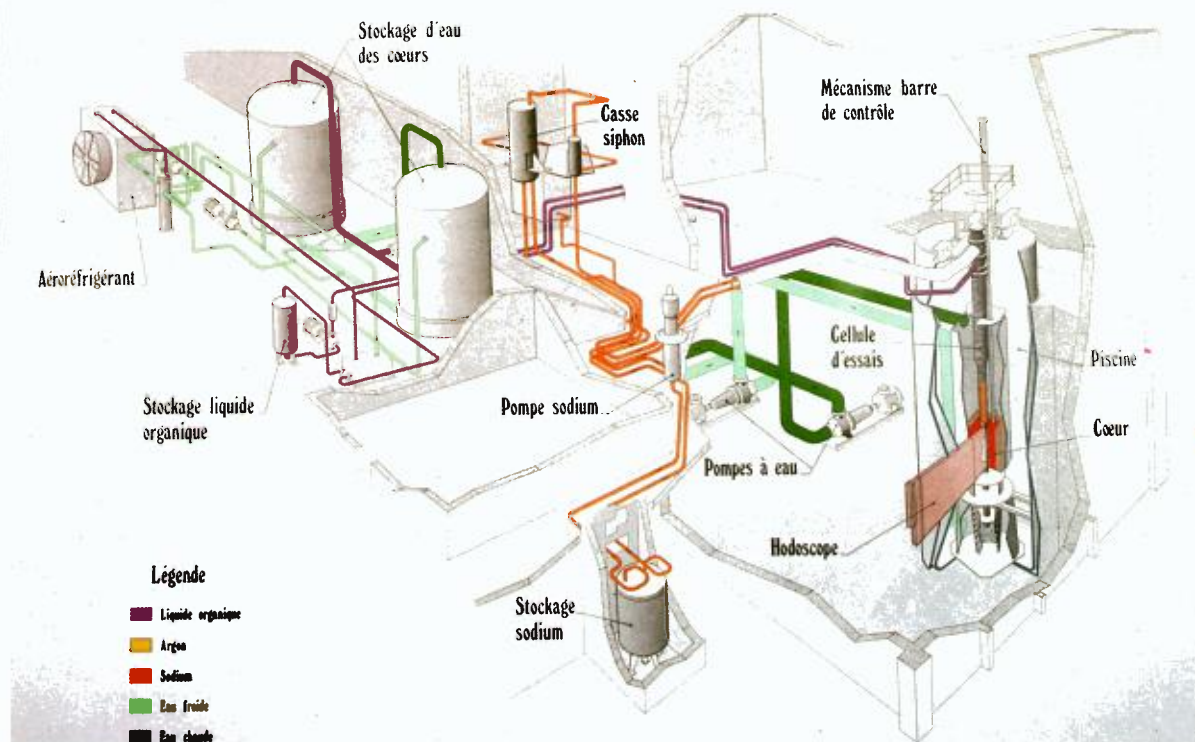
(2) En neutronique, l'effet Doppler est l'élargissement des résonances d'absorption des neutrons par certains noyaux lorsque la température augmente. Ce phénomène accroît la capture des neutrons et constitue un mécanisme stabilisateur de la réaction en chaîne.

Ce sont les États-Unis qui conçoivent les premiers le réacteur TREAT avec lequel, à partir de 1959, ils soumettent des échantillons de combustible à de brèves mais violentes bouffées de puissance. Cependant, les résultats détaillés de ces expériences ne pouvant être obtenus en Europe, la France et l'Allemagne décident en 1973 d'élaborer en commun un programme de même type que TREAT mais bénéficiant d'améliorations. Pour l'Europe, c'était un défi à relever et c'est ainsi que le programme CABRI a vu

le jour. D'abord entreprise franco-allemande, à laquelle se sont joints le Japon dès 1975 en tant que partenaire minoritaire, puis l'Angleterre en 1976 et enfin les États-Unis en 1978⁽³⁾. Il s'agit donc maintenant d'une coopération mondiale regroupant les principaux pays (à l'exception de l'URSS et de l'Inde) travaillant sur les réacteurs à neutrons rapides. Cet aspect international est une caractéristique du projet CABRI dont le fonctionnement est exemplaire : deux chefs de projet français et allemand coordonnent

le travail d'expérimentation. Une vingtaine d'agents étrangers, détachés à Cadarache, participent ainsi à la préparation des essais et à leur analyse.

(3) Les organismes participants sont le Commissariat à l'énergie atomique pour la France, le Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH (KfK) pour l'Allemagne, Power Reactor Nuclear Fuel Development Corporation (PNFC) pour le Japon, l'Atomic Energy Authority (AEA) pour l'Angleterre et la Nuclear Regulatory Commission (NRC) pour les États-Unis. Par le jeu d'accords bilatéraux entre le CEA et le ENEA (Comitato Nazionale per la Ricerca e per lo Sviluppo dell'Energia Nucleare e delle Energie Alternative) italien et entre l'Allemagne Fédérale, la Belgique et la Hollande, ces pays sont également associés au programme CABRI.



CEA/DECS

Schéma simplifié du réacteur CABRI.

2

Une hypothèse pessimiste : « l'accident de Bethe et Tait »

Pour estimer la gravité d'un accident résultant de la compaction du cœur d'un réacteur à neutrons rapides, H. Bethe et J. Tait ont publié en 1956 le calcul du saut de puissance (l'excursion) d'un tel réacteur – et l'énergie qui est alors libérée – dans la situation hypothétique suivante : à la suite d'un accident non spécifié, le cœur du réacteur est supposé totalement fondu dans sa partie centrale mais reste néanmoins en place jusqu'à ce que la moitié supérieure tombe par gravité et s'écrase sur la partie inférieure de sorte que l'en-

semble conduise à une galette compacte. Du fait que le combustible est rassemblé et occupe la place du sodium, l'ensemble est surréactif et la montée en puissance est très rapide, ce qui se termine par la dispersion du combustible provoquée par l'énergie émise. Bien que très brutal, ce genre « d'excursion » ne peut être comparé à l'explosion d'une arme nucléaire. En effet, les mouvements par gravité n'ont pas, et de très loin, une vitesse comparable à celle du rapprochement des éléments d'une arme nucléaire.

La démarche choisie pour définir les expériences et les interpréter mérite aussi d'être soulignée. Plutôt que rechercher la représentativité d'ensemble d'une simulation d'un accident de réacteur, les études s'attachent à séparer les paramètres pour comprendre les phénomènes physiques élémentaires tels que le retard éventuel à l'ébullition du sodium, les mécanismes de la rupture de gaine, l'éjection de combustible hors de sa gaine et sa solidification ultérieure... Seule cette compréhension fine des phénomènes permet la mise au point de modèles de calcul couvrant un grand nombre de scénarios et applicables à des situations accidentelles dans les conditions des réacteurs en vraie grandeur. Pour cela, il faut en particulier que les

conditions expérimentales soient très bien définies (aiguilles spécialement fabriquées avec des tolérances réduites, évolutions de puissance parfaitement calibrées, etc.).

CABRI : un réacteur conçu pour des sauts de puissance

Installé à Cadarache, ce réacteur expérimental à uranium enrichi et modéré à l'eau (type piscine) a été conçu à l'origine pour étudier la sûreté des

réacteurs de recherche à eau. Il permet de vérifier la prévision théorique selon laquelle une « excursion » de puissance accidentelle doit s'arrêter d'elle-même rapidement, par échauffement du combustible et de l'eau, ou encore par expulsion de cette eau mais sans détérioration grave pour le réacteur. Des expériences de sévérité croissante ont été faites, caractérisées par la vitesse d'introduction de réactivité et, en conséquence, par l'énergie libérée lors du saut de puissance. Il était donc naturel de faire appel au même réacteur d'essai, lorsqu'en 1973, français et allemands voulurent imposer des sauts de puissance à du combustible de réacteur à neutrons rapides : néanmoins il fallut modifier profondément l'installation (figure 1).

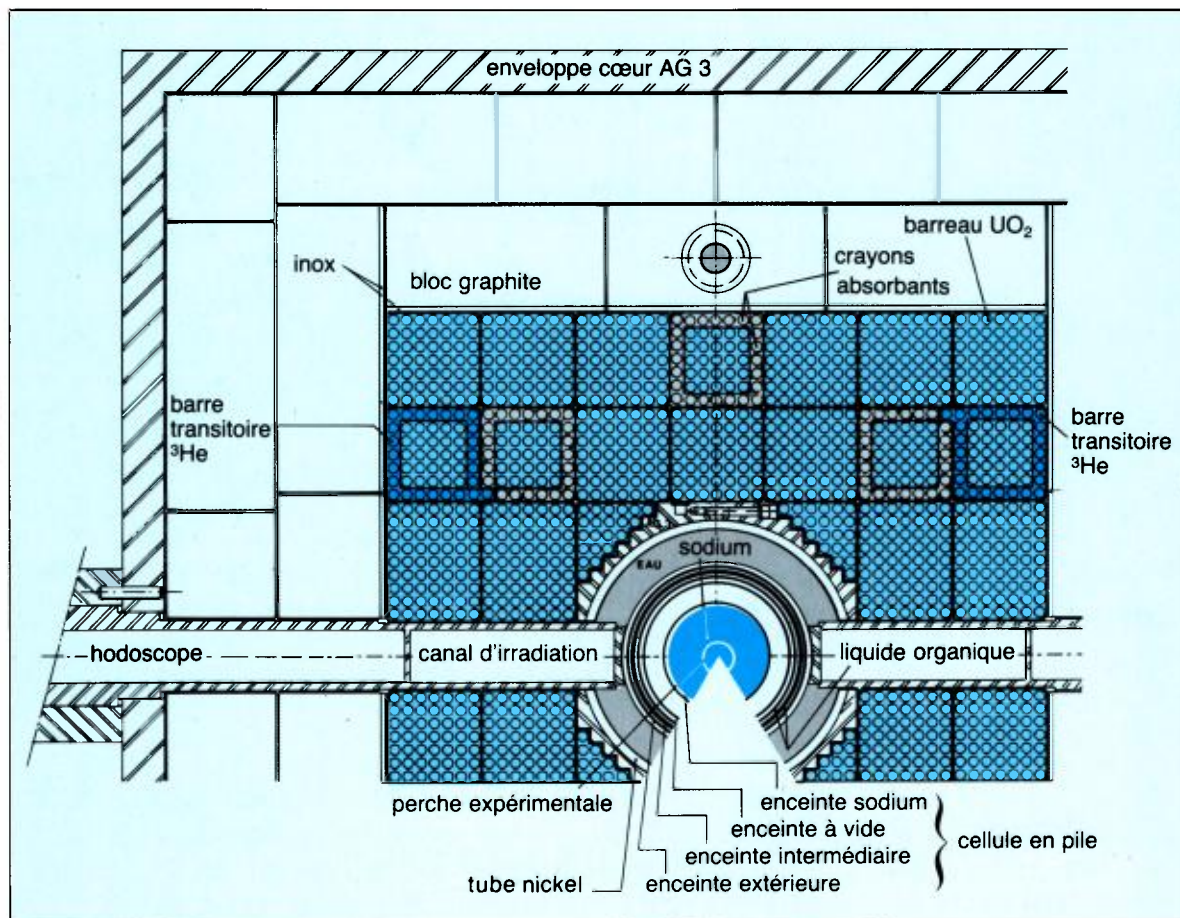


Figure 1. Le réacteur CABRI se compose d'un cœur nourricier de type piscine qui alimente en neutrons thermiques (lents) l'aiguille de combustible à étudier. Elle est placée dans une cellule d'essais en sodium située dans l'axe du réacteur. Celui-ci peut fonctionner à une puissance de 25 MW en régime permanent. Lors d'un essai la période de montée en puissance peut être aussi brève que 5 millisecondes et le pic aussi haut que 500 à 1 000 fois la puissance de régime, par exemple un saut de 16 à 16 000 MW... L'énergie produite dans le cœur nourricier au cours d'un pic peut atteindre 170 à 200 mégajoules.

L'aiguille de combustible nucléaire à éprouver est placée dans un dispositif d'essai amovible situé dans l'axe du réacteur et comportant un circuit de refroidissement au sodium. Cela permet de reproduire les conditions qui règnent dans un réacteur de puissance. Ce dispositif, auquel est adjoit un grand nombre d'instruments de mesures, est placé à l'intérieur d'une cellule isolée thermiquement par un espace annulaire dans lequel est fait le vide. La cellule elle-même comporte, pour des raisons de sécurité, trois fourreaux métalliques refroidis par un liquide organique. L'instrumentation doit être particulièrement étudiée : outre des thermocouples placés en différents points de la gaine et dans le sodium, on dispose des capteurs de pression et des débitmètres à sodium ; tous ces appareils sont adaptés à la mesure des phénomènes rapides. De plus, des microphones mesurent la différence des temps d'arrivée en plusieurs points d'un même signal acoustique, ce qui permet de localiser une rupture de gaine à mieux que 2 cm et de déterminer l'instant de sa rupture à mieux qu'une milliseconde.

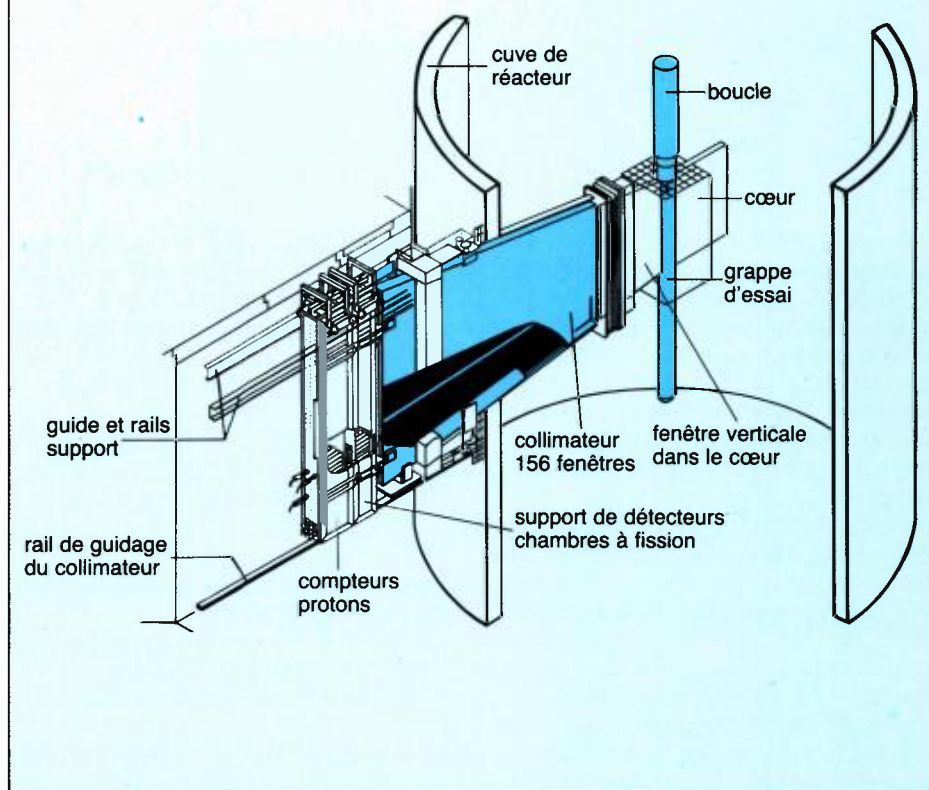


Figure 2.
L'hodoscope.
Le principe de fonctionnement repose sur la détection des neutrons rapides émis par l'aiguille fissile. La détection s'effectue sur 3 tranches verticales de 51 canaux de collimation chacune. Chaque canal permet d'observer une zone de 10 mm de large et de 20 mm de haut. Après un parcours, d'environ 4 m dans le vide, les neutrons atteignent des détecteurs placés en face de chaque canal.

Les mouvements des combustibles nucléaires, une étude délicate

Par ailleurs, des données essentielles concernent les mouvements plus ou moins violents de la matière combustible lorsqu'une énergie pouvant aller jusqu'à 2 kilojoules par gramme y est injectée en quelques dizaines de millisecondes : expulsion hors de l'aiguille après rupture de la gaine, interaction thermique brutale entre l'oxyde d'uranium fondu (au-delà de 2 800 °C) et le sodium liquide (500 °C à 900 °C), solidification de l'oxyde dispersé puis refroidi par le sodium, éventuellement bouchage du canal de sodium par les morceaux d'oxyde solidifié. Tous ces phénomènes étaient importants à connaître pour asseoir un modèle de calcul et lui donner toute sa crédibilité. Compte tenu de la brièveté des événements, le moyen choisi pour localiser

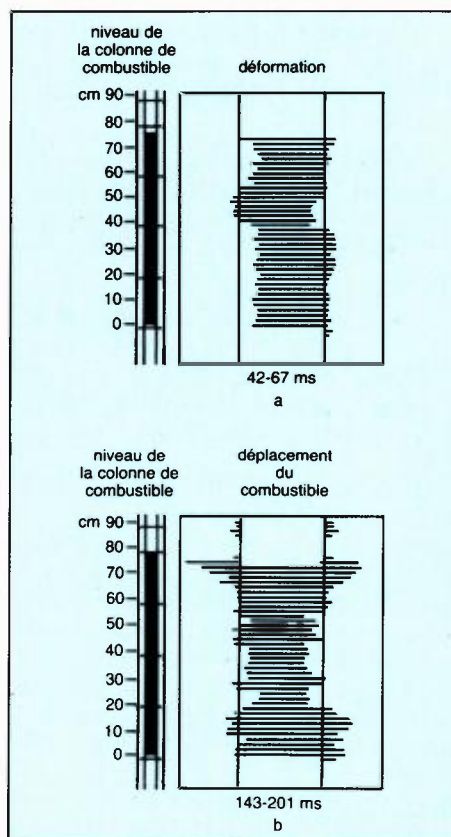


Figure 3.
Déplacement de combustible mesuré par l'hodoscope de CABRI. La colonne de combustible, initialement verticale et cylindrique, commence par se déformer (a), le signal intègre l'intervalle de temps 42-67ms; puis le combustible se raréfie en zone centrale pour se rassembler aux extrémités (b), le signal intègre l'intervalle de temps 143-201 ms.

à chaque instant le combustible a été de détecter l'origine des neutrons de fission émis, en évitant de confondre les neutrons provenant de la matière fissile à localiser et ceux constituant le bruit de fond produit par l'ensemble du cœur. Cela a nécessité la mise au point d'un appareil spécifique et très élaboré, appelé hodoscope (figure 2). Réalisé en grande partie par nos partenaires allemands, il a été une réussite remarquable. L'hodoscope est un détecteur de neutrons très sensible permettant une grande résolution dans le temps ; c'est une caméra à neutrons qui enregistre à chaque milliseconde un signal fonction de la masse de matière combustible présente. Pour améliorer la précision des images, les signaux fournis par l'hodoscope sont intégrés sur des intervalles de temps variables selon le niveau de puissance. L'appareil réalisé pour CABRI a une résolution temporelle et spatiale supérieure à celle de son homologue utilisé dans le programme TREAT : 1 ms et 0,8 cm au lieu de 10 ms et 2 cm. Il permet, par exemple, de suivre dans le détail l'évolution de la répartition de la matière nucléaire lors des différents essais (figure 3). Le succès du programme CABRI est en partie dû aux très hautes performances atteintes par cet appareil.

Outre les progrès effectués sur l'hodoscope, l'installation CABRI présente deux améliorations importantes par rapport à TREAT. Tout d'abord, le saut de puissance est déclenché à partir d'une situation où l'aiguille mise à l'épreuve est dans les conditions de puissance et de température qui sont celles d'un fonctionnement normal. Ce n'est pas le cas de TREAT où le saut de puissance est effectué à partir d'une puissance nulle, le réacteur ne disposant pas de refroidissement pour fonctionner en régime continu et à pleine puissance. Dans le programme TREAT, le combustible est chauffé au début de l'expérience par un premier saut de puissance avant d'effectuer le test proprement dit. Cette solution est moins satisfaisante que pour CABRI où l'état initial du combustible est connu sans ambiguïté.

L'autre amélioration réside en ce que les sauts de puissance sont provoqués par la décompression de tubes placés dans le cœur et qui contiennent

un gaz très avide de neutrons : l'hélium 3 (produit de décroissance du tritium). L'avantage de ce procédé sur l'éjection d'une barre de commande est l'augmentation plus homogène de réactivité dans le cœur de la pile, l'absence de déformation du flux axial au cours du transitoire de puissance, une plus grande souplesse pour calibrer la réactivité injectée.

Un programme expérimental original

Le programme expérimental est conçu sur un mode analytique : il s'agit d'étudier les différents phénomènes intervenant lors d'une « excursion » brutale de puissance en fonction de divers paramètres. Citons en particulier :

- les seuils en énergie et les critères mécaniques et thermiques de rupture des gaines des aiguilles combustibles dans diverses situations de refroidissement et d'irradiation préalable ;
- les mouvements internes et externes à la gaine des matériaux constitutifs de l'aiguille combustible et leur relocalisation au cours du déroulement de l'accident ;
- l'interaction thermique entre le combustible et la gaine fondue d'une part et le sodium de refroidissement d'autre part ;
- l'effet des produits de fission, accumulés dans le combustible au cours de son irradiation passée, sur les critères de rupture de gaine et de dispersion de la matière combustible.

Un ensemble de 30 essais a été défini, la moitié portant sur des excursions de puissance effectuées à partir des conditions de fonctionnement nominal. Les autres correspondent à une réduction du débit de sodium suivie d'un saut de puissance déclenché avec un retard variable soit avant, soit après l'ébullition du sodium, soit encore après l'assèchement de la gaine. Ce dernier cas simule le scénario de l'arrêt des pompes sans chute de barres de sécurité. Tous ces types d'essais

sont effectués sur trois variétés de combustible : de l'oxyde UO_2 n'ayant jamais subi d'irradiation, ou du combustible UO_2PuO_2 préalablement irradié dans un réacteur de puissance jusqu'à fission soit de 1 % soit de 5 % des noyaux d'uranium et de plutonium. Enfin, le dernier paramètre qui varie d'un essai à l'autre est l'énergie dégagée dans l'aiguille lors du pic de puissance ; cette énergie est comparée à celle nécessaire pour provoquer la fusion ou une vaporisation partielle du combustible.

Ce programme d'essais commencé en 1978 est réalisé à plus des deux tiers : les deux premières parties portant sur du combustible frais et faiblement irradié sont terminées. La troisième qui concerne du combustible très irradié a débuté en 1984 et doit se terminer fin 1986.

Apports à l'analyse de sûreté

Le programme CABRI n'est pas isolé et fait partie d'un vaste ensemble d'expériences qui toutes concourent à la compréhension des séquences accidentelles. Cela a permis de mettre au point des modèles de calcul capables de représenter correctement les divers phénomènes, tel le code *Physura* développé à Cadarache. Du programme CABRI nous citerons deux ensembles de résultats particulièrement importants. Le premier est relatif aux mécanismes de rupture d'une gaine et l'autre à l'analyse des mouvements de matière combustible après cette rupture.

La rupture de gaine est un des phénomènes clefs de l'accident. Elle est l'initiatrice du relâchement des gaz produits par la fission et de la dispersion du combustible fondu, ce qui provoque des variations de la réactivité du cœur. Dans la gaine sont empilées des pastilles de combustible. Lors de la variation brutale de la puissance, le combustible se dilate et risque d'exercer une contrainte sur la gaine. Si la dilatation est purement axiale, sans liaison mécanique avec la gaine, celle-ci

ne cassera pas. Au contraire, si le jeu combustible-gaine est nul, il y aura pression sur la gaine.

Le calcul de l'instant et du lieu de rupture est donc étroitement lié au mode d'empilement des pastilles au cours du transitoire et au glissement du combustible par rapport à sa gaine.

Le modèle qui a été élaboré, a été testé avec succès sur une vingtaine d'expériences. Il faut toutefois souligner qu'il a tout récemment été mis en défaut lors d'un essai effectué avec un transitoire de puissance plus *lent* que ceux réalisés dans le cadre des scénarios accidentels étudiés jusqu'alors. Une poursuite du programme CABRI avec de tels transitoires est donc nécessaire notamment avec du combustible à combustion spécifique élevée.

Les événements intervenant après la rupture de gaine mêlent l'ébullition du sodium réfrigérant, l'expansion d'une mousse formée de combustible et de produits de fission gazeux, l'interaction thermique entre la mousse et le sodium. Un scénario a pu être élaboré pour rendre compte des mesures de l'hodoscope de CABRI et déterminer les paramètres devant être utilisés par le code de calcul *Physura*.

Prenons le cas d'une variation brutale de puissance appliquée à une aiguille placée dans un canal où le sodium est en cours d'ébullition. La partie basse de l'aiguille est refroidie par le sodium liquide tandis que les deux tiers supérieurs du canal contiennent du sodium vaporisé. Le combustible est brutalement surchauffé, ce qui engendre une suite complexe de phénomènes (figure 4) qui se déroulent en 200 ms. Le programme CABRI a permis leur mise en évidence et leur modélisation. De plus, des examens métallographiques *post mortem* sur des aiguilles extraites du réacteur sont effectués dans les laboratoires de Cadarache, de Karlsruhe et de Harwell, ce qui contribue également à la description du scénario de l'accident.

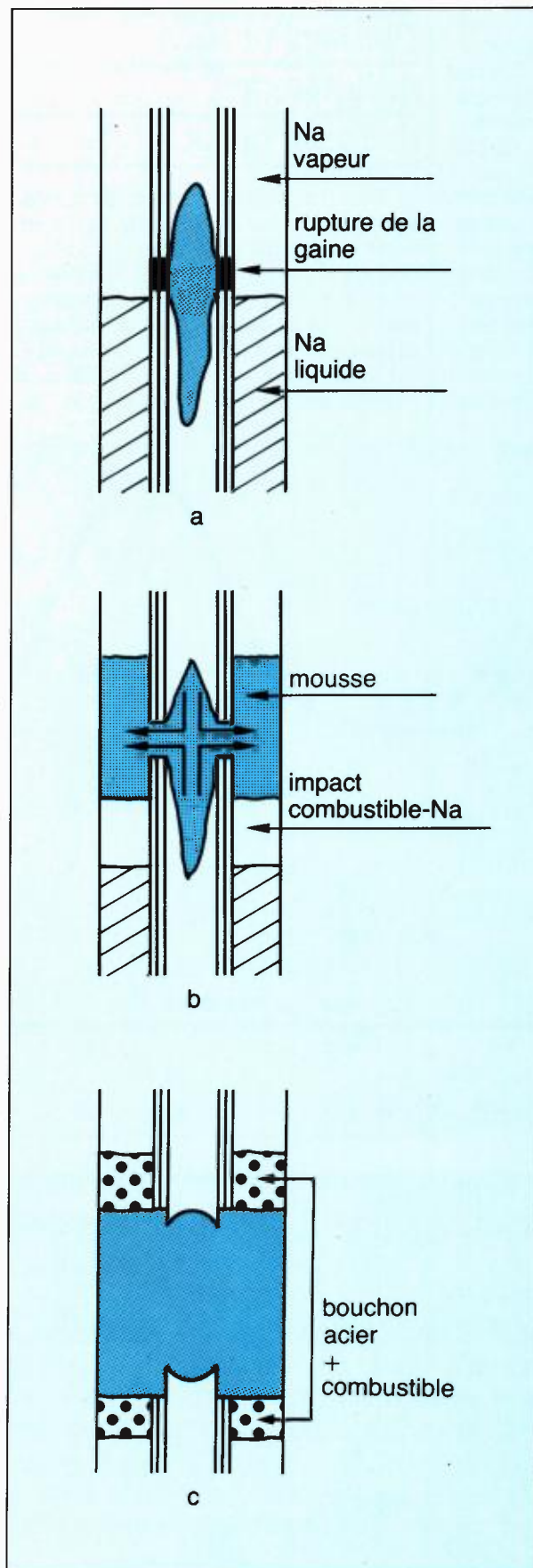


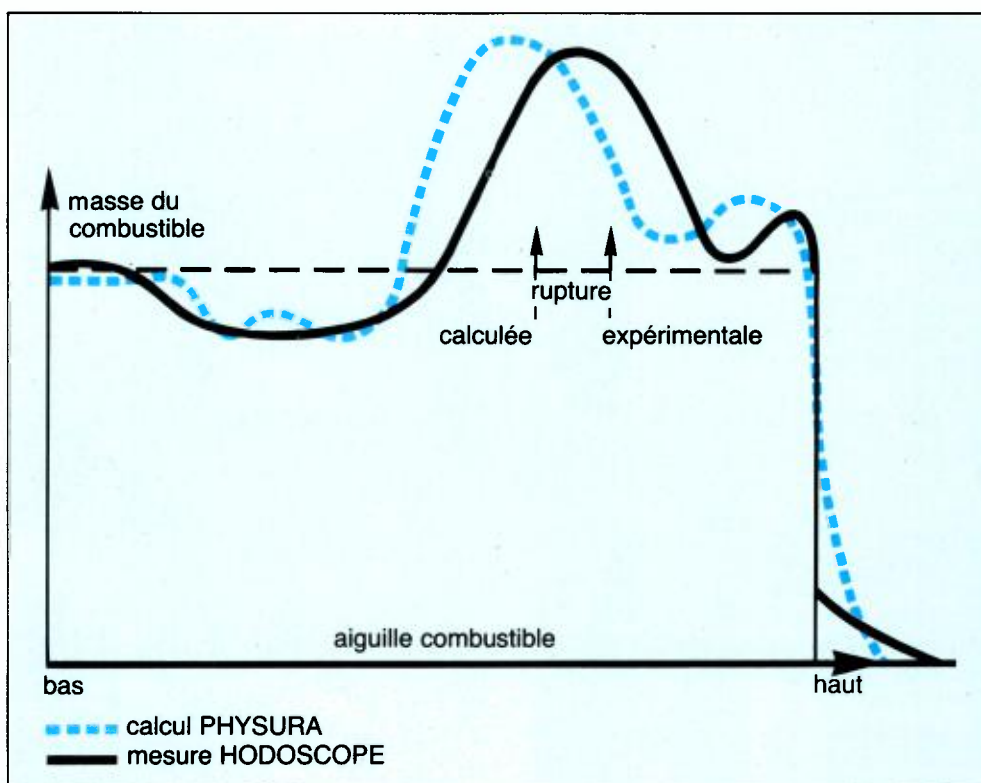
Figure 4. Lors d'une variation brutale de la puissance appliquée à une aiguille, le combustible chauffe, fond, et casse la gaine dans la partie médiane (a). Une mousse formée de particules de combustible et de produits de fission gazeux envahit le canal (b) et vient percuter le sodium vers le bas tandis que la mousse se gèle après refroidissement sur les parties froides de la gaine (c). Ce sont les gaz qui étaient occlus dans les grains de combustible solide qui forment la mousse, car les gaz intergranulaires s'échappent immédiatement dès la rupture de la gaine.

Aujourd'hui, les physiciens savent prévoir, dans l'hypothèse d'une excursion de puissance violente, l'instant précis et l'endroit où se produit la rupture de gaine, ainsi que les mouvements de matière combustible, l'expulsion de sodium et le pic de pression qui se manifeste (figure 5). Dans ce scénario, l'énergie mécanique à prendre en compte pour le confinement est plutôt déterminée par l'énergie libérée par le choc du combustible projeté sur le sodium. En effet, en raison de la rapidité des phénomènes, les échanges thermiques entre ces deux matériaux ne s'effectuent que difficilement.

Une confirmation de la sécurité de Superphénix

Tout au long de l'année 1985, des examens de sûreté attentifs ont précédé les autorisations d'essais du réacteur SUPERPHÉNIX construit à Creys-Malville. Parmi les scénarios d'accident qui ont été étudiés figure celui dit « de dimensionnement du confinement » (encadré 3). En raison de l'état des connaissances au moment de la

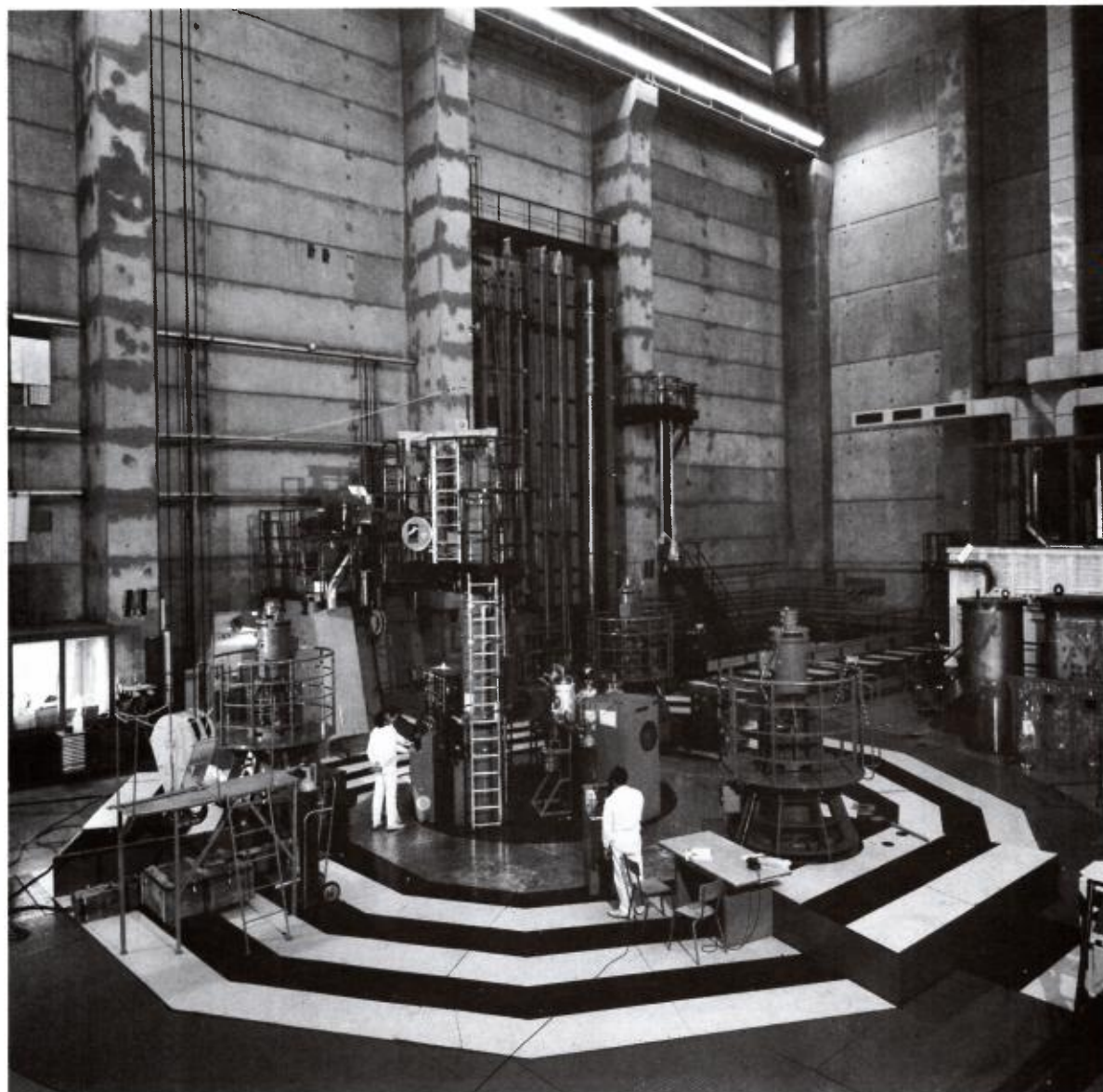
conception de SUPERPHÉNIX (1974-1975), c'est l'accident d'arrêt des pompes primaires à pleine puissance sans chute des barres de sécurité qui a été retenu pour le dimensionnement de l'enceinte intermédiaire de confinement. Bien qu'à l'époque ce type d'accident ait déjà été jugé très improbable, cela a conduit à imposer en 1975 une enceinte capable de résister à un dégagement d'énergie mécanique de 800 mégajoules. Les études réalisées depuis, en particulier celles sur CABRI, démontrent qu'une valeur nettement inférieure aurait pu être adoptée pour déterminer ce type de dimensionnement.



3

Dimensionnement de l'enceinte de confinement du réacteur Superphénix

L'hypothèse utilisée pour le calcul de la résistance de l'enceinte de confinement est celle d'une fusion du cœur dans le scénario suivant : arrêt des pompes de circulation du sodium à la suite d'un manque de tension électrique sans reprise de l'alimentation de secours et sans chute des barres de commande qui arrêteraient la réaction en chaîne. L'ébullition du sodium qui commence 10 minutes après la perte électrique conduirait alors à une fusion partielle du cœur et à un dégagement d'énergie mécanique qui, lors du projet, a été évalué à 550 mégajoules (au maximum). Pour disposer d'une marge de sécurité supplémentaire, c'est la valeur de 800 mégajoules qui a été retenue pour la construction. Le même scénario, selon les estimations actuelles, conduit à des valeurs sensiblement inférieures.



CEA/Jahon

**Près du
cœur de
PHÉNIX.**

Un exemple réussi de coopération internationale

Bien que le programme CABRI n'ait été qu'un élément dans un ensemble de programmes plus vaste, il a permis d'acquérir des données précieuses dans un domaine particulièrement difficile à explorer, celui des emballages de la puissance des réacteurs à neutrons rapides. L'apport du programme CABRI va bien au-delà de l'analyse de l'accident d'emballement de puissance, accident qu'il contribue à démythifier et qui demeure haute-

ment improbable grâce aux sécurités multiples prévues à son encontre. Grâce à son caractère analytique, ce programme a fourni des informations lors d'accidents moins brutaux faisant intervenir une fusion locale d'une ou de quelques aiguilles du combustible. Le programme à venir comporte notamment des essais de montée en puissance moins rapide dont les résultats sont attendus avec intérêt.

Ce programme est un exemple particulièrement réussi de coopération internationale ayant débuté avant même les accords européens qui ont conduit à la réalisation de la centrale de Creys-Malville. Le succès de cette coopération a permis à l'ensemble des pays engagés dans la construction ou

l'étude des réacteurs nucléaires à neutrons rapides de disposer d'une base d'informations communes sur des aspects importants de la sûreté de ce type de centrales.

Jean Bailly
Département d'études et
de recherches en sécurité
Institut de protection
et de sûreté nucléaire
*Centre d'études nucléaires
de Cadarache*

Jean Bussac
Institut de protection
et de sûreté nucléaire
*Centre d'études nucléaires
de Fontenay-aux-Roses*