

COMMISSION DES COMMUNAUTÉS EUROPÉENNES

COM(69) 350 - ANNEXE TECHNIQUE N° 9

Bruxelles, le 30 avril 1969

ACTIVITÉS FUTURES D'EURATOM

Annexe technique n° 9

"IRRADIATIONS À HAUT FLUX"

COM(69) 350

ANNEXE TECHNIQUE N° 9

COMMISSION DES
COMMUNAUTÉS EUROPÉENNES

Bruxelles, le 15 avril 1969

Annexes techniques au document "Activités futures d'EURATOM"

III.9 Irradiations à haut flux

- Utilisation des réacteurs d'essais de matériaux dans la Communauté.
- Action de coordination des irradiations et annexe I.
- Utilisation du réacteur HFR.
- La convention pour l'exploitation commune du réacteur BR2.

III,9. Irradiations à haut flux :

UTILISATION DES REACTEURS D'ESSAIS DANS LA COMMUNAUTE

I. INTRODUCTION

I.1. Remarques historiques

Au cours des 12 dernières années, une douzaine de réacteurs d'essais de matériaux^(x) ont été construits dans la Communauté, certains d'entre eux sont conçus d'après les principes très originaux, méritant une appréciation mondiale. En outre, cinq réacteurs piscine ont été transformés et leur puissance a été augmentée de façon qu'ils soient également utilisables pour les essais de matériaux.

Quelques caractéristiques de ces réacteurs sont compilées dans l'Annexe I.

Au début, le choix du type de réacteur n'était pas toujours facile, car dans le cas de l'achat d'un réacteur à l'étranger, des arguments politiques jouaient un rôle important. D'autre part, les programmes d'utilisation n'étaient pas toujours connus au moment de la construction des réacteurs et certains programmes ont été modifiés par la suite.

(x)

Seuls les réacteurs ayant une puissance de 5 MW et plus sont considérés dans ce document.

Pour ces raisons, la capacité d'irradiation et les caractéristiques de plusieurs réacteurs d'essais se sont révélées peu conformes aux besoins réels des pays dans le cadre de leur seul programme national. De plus, les frais très élevés de fonctionnement des réacteurs posaient des problèmes financiers graves.

Vu cette situation, plusieurs pays de la Communauté ont choisi de faire exploiter leur réacteur d'essais par la Commission ou en collaboration avec elle. C'est ainsi que la Commission est devenue propriétaire des réacteurs Ispra I, et HFR et copropriétaire du réacteur BR2.

1.2. Le problème du tarif d'irradiation

La gestion communautaire ou commune n'a malheureusement pas toujours donné entière satisfaction à tous les pays membres, car certains d'entre eux ne voyaient pas réapparaître l'équivalent de leur contribution.

A la base de ce problème, il faut incriminer le système de facturation des irradiations, système qui n'est pas appliqué dans tous les autres centres nationaux. En effet, d'un côté, les pays membres financent les frais de fonctionnement des réacteurs suivant la clef officielle. D'un autre côté, par application d'un tarif d'irradiation, ces mêmes pays sont obligés de financer ces mêmes frais une deuxième fois. Les sommes facturées se trouvent sur un budget de recettes de la CEEA, budget qui ne peut pas être utilisé pour compenser le budget de fonctionnement de ce même réacteur. Cette méthode de facturation constitue l'obstacle principal à l'utilisation rationnelle des réacteurs d'essais de la Commission.

Dans la plupart des centres nationaux, par contre, cette facturation n'existe pas ou elle est symbolique.

La proposition de la Commission de distribuer aux pays membres des "bons d'irradiation" au pro rata de leur contribution aux frais de fonctionnement

n' a pas été retenue.

1.3. Quelques remarques sur le terme capacité d'irradiation

Lors des discussions sur l'utilisation des réacteurs d'essais, on rencontre souvent une certaine confusion sur les termes "volume d'irradiation" et "capacité d'irradiation".

En général, ces deux termes n'ont pas la même signification, car souvent pour des raisons physiques, le volume disponible aux expériences dans un réacteur d'essais n'est pas entièrement utilisable. En effet, si la charge expérimentale du réacteur est fort absorbante, la capacité d'irradiation du réacteur sera limitée par l'antiréactivité des expériences. La réactivité disponible pour les expériences varie beaucoup d'un réacteur à l'autre et elle dépend aussi de la nature des expériences (matériaux de structure, modérateur ou combustible). En partie, l'antiréactivité des expériences peut être compensée par l'utilisation d'éléments de combustibles frais. Toutes ces considérations sont directement liées à l'économie du cycle de combustible et du cycle de fonctionnement du réacteur.

Dans ce même contexte, un autre problème mérite d'être cité, un problème qui concerne surtout les réacteurs dont le coeur est chargé d'expériences. Ces expériences doivent être conçues pour une position spécifique du coeur qu'elles doivent occuper pendant de nombreux mois. Or, dans de nombreux cas (10 à 30%) le planning du chargement du réacteur est perturbé soit par des retards dans la fabrication des dispositifs d'irradiation, soit par une défectuosité constatée lors de leur réception, soit par une défaillance apparente au début du fonctionnement en pile, soit par des changements de programme par l'expérimentateur. Ces inconvénients ont pour conséquence, qu'un certain nombre de positions d'irradiation d'un réacteur restent forcément inoccupées, car les expériences suivantes ne sont pas prêtes plusieurs mois à l'avance.

En outre pour tous les réacteurs d'essais, on constate une tendance nette

des expérimentateurs à utiliser de préférence les positions à hauts flux neutroniques, tandis que les positions périphériques - au moins aussi nombreuses - restent assez peu utilisées. En général, on constate que, dans la Communauté, l'occupation des réacteurs d'essais par des expériences n'était et n'est pas toujours bien équilibrée, en d'autres termes, le degré d'utilisation des réacteurs d'essais varie sensiblement de l'un à l'autre et également dans le temps, car leur charge expérimentale dépend surtout de l'évolution et de la vie des filières de réacteurs.

Dans la Communauté, certaines de ces filières de réacteurs sont développées dans le cadre d'accords bilatéraux ou multilatéraux d'où sort également la tendance à exploiter dans ce même cadre les réacteurs d'essais appropriés.

2. L'utilisation des réacteurs d'essais dans la Communauté.

Dans ce chapitre, un bref aperçu sur l'utilisation des réacteurs d'essais dans les centres nationaux et dans le CCR de la CEEA est donné.

2.1. Les réacteurs d'essais dans les Centres d'Etudes Nucléaires en France

Le Commissariat à l'Energie atomique (CEA) dispose de plusieurs importants réacteurs d'essais dans ses Centres d'Etudes Nucléaires, notamment Osiris et EL3 à Saclay, Triton à Fontenay-aux-Roses, Pégase à Cadarache et les deux piles Siloé et Mélusine à Grenoble. Après une courte phase de rodage, ces réacteurs ont été bien chargés d'expériences et leur puissance a dû être augmentée récemment pour mieux satisfaire les besoins des expérimentateurs.

Les réacteurs d'essais français sont caractérisés à l'exception d'EL3 par une facilité exceptionnelle de manipulation des expériences, la conception étant soit celle d'un coeur ouvert implanté dans une piscine (Osiris, Siloé, Mélusine et Triton) soit celle d'un coeur compact logé dans une cuve pressurisée et irradiant des boucles pratiquement au contact de cette cuve (Pégase).

D'une façon générale, on constate que les réacteurs français ont été jusqu'ici bien utilisés par les expérimentateurs grâce à des travaux intenses de développement de dispositifs d'irradiation d'une part et grâce à un vaste programme pour le développement des trois filières de réacteurs gaz-graphite, eau lourde-gaz et rapide d'autre part.

En attendant une nouvelle orientation des programmes du CEA, les expériences en cours sont poursuivies et l'on considère les deux prochaines années comme une phase prospective.

Les irradiations pour la filière rapide seront poursuivies, celles pour les deux autres filières seront réduites progressivement au profit de certains essais pour d'autres filières de réacteur qui seront probablement des types HTGR et D_2O .

Outre les programmes pour les filières de réacteur de puissance, il faut citer la production de radioisotopes et de transuraniens, les irradiations dans le cadre de l'étude de l'état condensé, notamment à très basse température et l'extension prévue vers la conversion thermo-ionique.

Le réacteur Pégase, avec ses nombreuses boucles spécialisées, semble particulièrement bien équipé pour des essais poussés sur du combustible de la filière HTGR. Pour cette raison, le CEA envisage une utilisation de ce réacteur dans le cadre d'une collaboration avec d'autres organismes.

En ce qui concerne les réacteurs d'essais de la Communauté, on considère avec intérêt la mise en service du réacteur ESSOR, car ce réacteur offre

des possibilités expérimentales non encore existantes en Europe pour la filière eau lourde. En revanche, les moyens d'irradiation dont dispose le CEA sont si complets que le problème du recours aux installations plus classiques de la Commission (BR2, HFR et Ispra I) ne se pose pas.

2.2. Les réacteurs d'essais dans les Centres nucléaires en Allemagne

Le réacteur FR2 de la Gesellschaft für Kernforschung m. b. H. (GFK) à Karlsruhe est utilisé principalement pour les études dans un flux de neutrons thermiques des éléments de combustibles du projet "Schneller Brüter". Une extension d'un facteur 2 de ce programme est envisagée. Ainsi FR2 atteindra bientôt sa saturation (Rappelons qu'une autre partie très importante du programme d'irradiation du projet "Schneller Brüter" est effectuée dans le BR2 dans le cadre d'un contrat international).

Quelques canaux sont utilisés par BBC et Siemens pour le projet d'un convertisseur thermoionique. En outre, une boucle est utilisée par AEG pour l'étude d'éléments de combustibles des BWR. Enfin, il faut citer les études de l'état condensé pour les universités.

Le programme nucléaire à moyen terme de la R. F. d'Allemagne prévoit la construction et l'exploitation par la GFK de 3 installations importantes :

- Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR)
- Heissdampfreaktor (HDR)
- Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage (KNK), mit dem schnellencore (KNK II).

Le Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR) est un réacteur modéré et refroidi à l'eau lourde pressurisée. Il sert d'une part à la production de 57 MW e en vue de recueillir des données économiques de fonctionnement et d'autre part à des essais d'irradiation de combustible.

L'utilisation du MZFR pour des irradiations est limitée à deux boucles à cause de l'antiréactivité de ces expériences :

La boucle n°1 (Natrium Kapsel loop) servira à l'irradiation de crayons de combustibles pour le projet "Schneller Brüter" refroidi au sodium de la GFK d'une part et de l'Institut Européen des Transuraniens d'autre part. Cette boucle est en construction et sera mise en service en 1970.

La boucle n°2 (Druck u. Siede wasserloop) refroidie à l'eau lourde à 350°C sous atm. sert au développement des éléments de combustibles de la filière de réacteur à eau légère. Les utilisateurs principaux seront Siemens et Nukem. L'étude de la boucle 2 est terminée et la construction sera entamée cette année.

En outre, des irradiations d'éléments de combustibles au Pu et des éléments de combustibles avancés du type MZFR seront effectuées par Siemens et Alkem dans les positions normales du coeur du MZFR à partir de 1969.

Ainsi le MZFR sera pleinement utilisé à partir de 1971 environ.

Le réacteur Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage (KNK) est un réacteur d'essais de 58 MW pour le projet de réacteur rapide refroidi au sodium. Le KNK fournira une puissance électrique de 21 MWe. Le premier coeur sera critique mi 1969 et le réacteur sera mis en service fin 1969. Il servira principalement à des essais de fonctionnement de composants en présence de sodium. Le second coeur KNK-2 qui sera implanté mi 1971 sera un coeur rapide de la même puissance.

KNK-2 servira à l'étude des éléments combustibles du réacteur prototype de 300 MW d'une part et au développement de nouveaux types de combustibles à performances poussées.

Le Heissdampfreaktor (HDR), situé à Grosswelzheim servira à la production de vapeur surchauffée capable d'entraîner un turbogénérateur de 25 MWe. La puissance thermique du réacteur sera de 100 MW. Il sera critique mi 1969. L'idée initiale d'utiliser ce réacteur comme une station d'essai (STR) pour le projet de réacteur rapide refroidi à la vapeur n'est plus poursuivie.

Un important programme d'essais de développement d'éléments de combustibles des réacteurs à eau bouillante est en cours de préparation pour le compte de l'AEG.

La boucle à surchauffe nucléaire du réacteur à eau bouillante à KAHL

La boucle à surchauffe nucléaire a été installée en 1963 par l'AEG dans le réacteur à eau bouillante de Kahl (V. A. K. Versuchs-Atomkraftwerk Kahl). La boucle permet d'irradier en 4 positions du coeur 4 éléments combustibles spéciaux du type à surchauffe nucléaire pour la filière de réacteur à eau bouillante (BWR - Boiling Water Reactor).

Plusieurs types d'éléments de combustibles ont été irradiés, permettant de définir les paramètres de construction ^{d'}éléments combustibles pour le réacteur HDR (Heiss-Dampf-Reaktor), en phase de construction avancée à Grosswelzheim, près de Kahl dont la mise en service est prévue pour fin 1969.

Les éléments ont une forme tubulaire avec de l'eau en ébullition à l'extérieur et surchauffe de la vapeur saturée à l'intérieur. On a également essayé des éléments combustibles tubulaires ou cylindriques servant uniquement à surchauffer la vapeur saturée.

Les éléments de forme tubulaire sont gainés d'alliages différents à l'intérieur et à l'extérieur ; ceci pour tenir compte des températures différentes et des dilatations différentielles qui en résultent.

Leur comportement sous irradiation a donné satisfaction du point de vue de la tenue mécanique ainsi que du point de vue de la corrosion par vapeur d'eau. L'utilisation de la boucle se poursuit.

La Kernforschungsanlage (KFA) à Jülich dispose de deux réacteurs d'essais : le FR-1 du type Merlin modéré et refroidi à l'eau légère et le FRJ-2 du type DIDO, modéré et refroidi à l'eau lourde.

Suite à une transformation du réacteur FRJ1 en 1967, ses possibilités d'utilisation sont améliorées remarquablement. En 1971, sa puissance sera augmentée de 5 MW à 10 MW. La capacité d'irradiation du FRJ1 est limitée par son volume réduit disponible pour les expériences.

Le programme d'utilisation du FRJ1 prévoit entre autres :

- l'irradiation de boulets de combustibles du projet THTR en vue de leur retraitement post-irradiation (encore 3 ans);
- l'irradiation de diodes thermoioniques et d'hydrure de zirconium pour le projet ITR (In core Thermoionischer Reaktor);
- l'étude en pile d'acier soudé;
- l'étude de l'état solide à très basse température.

Le programme d'utilisation du réacteur FRJ2 est plus important que le programme du FRJ1. Outre les expériences physiques qui utilisent les faisceaux de neutrons,

il faut citer notamment :

- un programme important d'étude d'acier pour cuves de réacteurs (1968-1971);
- l'étude de combustibles enrobés (coated particles) du projet THTR qui s'étend jusqu'à 1973;
- l'irradiation de crayons de combustible $UO_2 + ThO_2$ pour les PWR;
- l'irradiation de gaines en acier inox pour le projet de réacteur rapide de GFK (1967-71).

La capacité d'irradiation et le flux de neutrons des deux réacteurs FRJ1 et FRJ2 sont insuffisants pour les besoins des programmes du centre de Jülich. Pour cette raison la KFA s'est adressée au BR2 et au HFR ainsi qu'à d'autres organismes pour utiliser des moyens existants.

Le réacteur FRG2 de la Ges. für Kernforschung in Schiffbau u. Schifffahrt (GFKSS) à Geesthacht est un réacteur de 15 MW du type piscine à coeur ouvert.

Le programme d'utilisation du FRG2 est axé sur deux filières de réacteurs:

1. Le réacteur à eau pressurisée FDR (Fortschrittlicher Druckwasserreaktor) qui sert à la propulsion navale (1er et 2d coeur du bâtiment "Otto Hahn").
2. Le HTGR à combustibles prismatiques dont un prototype de 25 MW(el) sera construit à Geesthacht.

Le flux de neutrons et la capacité d'irradiation disponible dans le FRG2 permettent de réaliser la majorité des irradiations nécessaires pour le développement du combustible du 2d coeur du FDR (N.S. "Otto Hahn") d'une part ainsi que pour le développement des matériaux de structure et du combustible du prototype HTGR. Le projet HTGR est réalisé en collaboration avec la KFA Jülich qui assure en même temps l'accès au réacteur BR2. L'accès au HFR est assuré par un accord avec le RCN dans le domaine de la propulsion navale. Toutefois, dans la situation actuelle, le HFR ne semble pas offrir des avantages de flux neutronique par rapport au FRG2.

2.3. Les réacteurs d'essais de l'Italie

AVOGADRO et GALILEO

Le réacteur AVOGADRO à Saluggia est un réacteur de la SORIN (Società Ricerca Impianti Nucleari) fondée par les firmes Fiat et Montecatini. C'est un réacteur à piscine ouverte, refroidi et modéré à l'eau légère. Sa puissance est de 7 MW et pourrait être accrue dans l'avenir jusqu'à 15 MW (th).

Pour la période allant de mi 1968 à la fin de 1969, toutes les possibilités expérimentales du réacteur sont à la disposition du CNEN, la SORIN n'en assurant que le fonctionnement.

Les programmes principaux d'utilisation du réacteur AVOGADRO sont les suivants:

- irradiations de combustibles nucléaires pour le programme CIRENE, dans la boucle REBO;
- irradiations d'une série de capsules VENCA (vented capsules) et d'une boucle CYRANO contenant du combustible nucléaire pour le programme réacteurs rapides (programme en cours);
- irradiations de matériaux de structure et de gainage, comme aciers inoxydables, céramiques du type SAP (Sintered Aluminium Powder) etc. à des doses neutroniques moyennes pour le programme de développement d'éléments de combustibles;
- production de radioisotopes;
- expériences de blindage aux neutrons dans l'eau dans le dispositif expérimental ETNA (Esperienze di Trasmissione Neutronica in acqua), pour le programme italien de propulsion navale;
- études de physique de l'état solide.

Le réacteur GALILEO, situé près de Livorno sur le site de la CAMEN (Centr Applicazioni Militari dell'Energia Nucleare), est un réacteur du même type que le réacteur de Saluggia ou celui de Geesthacht.

Devenu critique en avril 1963, il fonctionne maintenant à 5 MW(th) avec la possibilité de pousser la puissance à 7 MW(th). Des expériences d'irradiation sont en préparation en collaboration avec l'AGIP NUCLEARE.

Le réacteur PEC (Prova Elementi di Combustibile) pour essais du comportement statistique d'éléments de combustible pour réacteurs rapides, actuellement en construction à Brasimone, sera mis en opération à partir de 1974. Il s'agit d'un réacteur d'essais de matériaux sous neutrons rapides refroidi au sodium, avec une puissance totale de 140 MW(th).

Le réacteur PEC disposera au centre de son coeur de 3 boucles refroidies au sodium, mais indépendantes du circuit primaire et de 3 positions d'irradiation reliées au circuit primaire, mais munies d'instrumentation. Dans ces positions expérimentales, il sera possible d'irradier des éléments de combustibles avec une longueur active de plus de 900 mm (!) et un diamètre jusqu'à 86 mm. Les flux rapides sont supérieurs à $3,5 \cdot 10^{15}$ n/cm² sec. Les éléments de combustible à tester seront instrumentés et ceux irradiés dans les 3 boucles pourront avoir une température plus élevée que celle du circuit primaire à sodium.

Les taux d'épuisement pourront aller jusqu'à 150.000 MWj/tonne et l'irradiation pourra continuer même après rupture de gaine. La fusion à coeur des crayons de combustible est acceptée.

Les travaux de projet et de construction ont été confiés à la SNAM-progetti.

La capacité d'irradiation du PEC dépasse les besoins du CNEN. Pour cette raison, une utilisation internationale est recherchée.

Avant la mise en opération du PEC, le programme du réacteur rapide devra en plus se servir de réacteurs étrangers. On pense utiliser les réacteurs rapides suivants:

- RAPSODIE
- DFR (Dounreay) et
- EFFBR (Enrico Fermi)

ainsi que le réacteur thermique américain GETR; par contre, aucune utilisation du BR2 à Mol ou du HFR à Petten ne semble être prévue pour le moment.

2.4. Le réacteur d'essais de la Belgique.

Le réacteur BR2 à Mol qui est exploité par un groupe commun du Centre d'études de l'énergie nucléaire (CEN) et de la CEEA est utilisé principalement par le CEN et l'industrie belge d'une part et la GFK d'autre part dans le cadre d'un contrat international germano-belgo-hollandais sur le développement d'un projet de réacteur rapide. Ce contrat assure pour le BR2 une utilisation pleine pendant 5 ans au moins. Une partie de la capacité d'irradiation proportionnelle à sa contribution financière est à la disposition de la CEEA. Une utilisation de cette partie pour le programme de l'Institut Européen dans Transuraniens est envisagée. Depuis fin 1968, le réacteur doit être considéré comme saturé à cause de l'antiréactivité des expériences.

En ce qui concerne les réacteurs HFR et ESSOR, le CEN ne manifeste pas un intérêt direct à leur utilisation pour son programme.

2.5. Le réacteur d'essais des Pays-Bas

Le réacteur HFR à Petten est un réacteur d'essais du type ORR qui est exploité par la Commission. Il fonctionne à 30 MW, une augmentation de la puissance à 45 MW dès 1970 est possible.

Le réacteur HFR est utilisé actuellement de 25 à 30%, par le RCN pour les besoins de son programme scientifique et technique. Il est envisagé de maintenir ce degré d'utilisation également dans les 3 à 5 prochaines années, au moins.

Les programmes du RCN qui nécessitent les neutrons du HFR sont les suivants:

1. Six faisceaux de neutrons sont utilisés en permanence pour des études physiques par les services du RCN et des universités.
2. Le RCN poursuit un programme de développement de réacteurs à eau légère pour la propulsion navale en collaboration avec la GFKSS à Geesthacht. Depuis 1967, une boucle à haute pression est installée dans le HFR et il est envisagé de construire une seconde boucle de ce type, en vue d'y irradier des crayons de combustible gainés en acier inox.
3. Dans le cadre d'un accord intergouvernemental, (germano-belgo-hollandais) deux programmes d'irradiation pour le projet de réacteur rapide sont effectués dans le HFR:
 - a) En 1968, l'irradiation de combustibles a été commencée en vue de déterminer les conditions de limite (melt down etc.). Ce programme s'étend sur 3 à 5 ans.
 - b) Pendant les 3 prochaines années, on irradiera des gaines en acier inox dans une atmosphère d'hélium.
4. Pour le projet "Dragon" on poursuit les irradiations de graphite de différents types et origine à des doses neutroniques élevées.

Ainsi le RCN participe à trois programmes internationaux (propulsion navale avec GFKSS, Projet Réacteur Rapide avec GFK et CEN et le Projet Dragon) et utilise à ces fins le HFR à concurrence de 25% environ. Dans l'ensemble des activités du RCN, le HFR constitue un élément très important auquel il ne peut guère renoncer. D'un autre côté, le HFR est surdimensionné pour le programme nucléaire hollandais d'aujourd'hui et une exploitation sur le plan international s'impose en conséquence.

2.6. Les réacteurs d'essais du CCR

Le réacteur ESSOR^(*), à Ispra, a été conçu principalement dans le but d'irradier des canaux et éléments combustibles représentatifs des filières de réacteurs de puissance modérés à l'eau lourde et utilisant des tubes de pression (tubes de force).

Il est constitué de deux zones :

- la zone nourricière, modérée et refroidie à l'eau lourde, a une puissance nominale de 25 MWth. Elle se compose de 16 éléments combustibles du type BR2 (mais de longueur double) ainsi que de barres de contrôles et de sécurité le tout disposé en anneau autour de la zone expérimentale;
- la zone expérimentale est une piscine d'eau lourde dans laquelle peuvent être introduits jusqu'à 12 canaux de grandes dimensions, connectés individuellement ou par groupes à des circuits de refroidissement indépendants logés dans 5 casemates blindées elles-mêmes indépendantes.

La puissance totale de la zone expérimentale est de l'ordre de 20 MW th.

ESSOR est devenu critique pour la première fois en mars 1967. La construction s'est poursuivie jusqu'en septembre 1968. Ce réacteur est actuellement soumis aux épreuves imposées par les organismes de sécurité, la puissance de 12 MWth atteinte en début 1968 sera portée à 25 MWth en mai 1969, soit la pleine puissance de projet de la zone nourricière.

La zone expérimentale est actuellement occupée par un seul canal relié à la boucle CART du programme CIRENE. Cinq canaux du programme ORGEL pourront être introduits dans le coeur et reliés à la boucle multiple MK5 (caloporteur organique) dès que cette opération aura reçu l'approbation du conseil des Ministres.

Les 6 autres positions de canaux, ainsi que 3 casemates sont dès maintenant disponibles pour tout nouveau programme.

L'un des avantages du réacteur ESSOR est de pouvoir irradier des éléments combustibles de dimensions importantes dans un flux neutronique élevé très uniforme et de spectre très voisin de celui d'un réacteur de puissances à eau lourde.

L'autre avantage réside dans l'intégration dans un complexe unique du réacteur et de deux ailes de laboratoires de haute activité consacrées respectivement aux éléments combustibles et aux tubes de force ou composants du coeur, et desservies par les machines de chargement et déchargement du réacteur. Cette structure particulière fait d'ESSOR un ensemble complet d'irradiation et d'examen.

L'incertitude qui pèse actuellement sur le programme ORGEL pose le problème de l'utilisation du complexe ESSOR qui avait été conçu spécifiquement pour cette filière ; son avenir dépendra fortement de ses possibilités d'adaptation à la nouvelle sous-filière à eau lourde retenue par le Cnseil dans le programme de la Commission.

Le HFR appartenant à l'établissement Petten du CCR est un réacteur d'essais du type ORR d'Oak Ridge, refroidi et modéré à l'eau légère. Son coeur composé d'éléments du type MTR est logé dans une enceinte pressurisée. Il est

envisagé d'augmenter la puissance du réacteur de 30 à 45 MW à partir de 1970, pour mieux satisfaire les besoins des clients. Une particularité de ce réacteur est la "pool side facility" qui permet des irradiations au contact du coeur en dehors de la cuve.

Le HFR est utilisé à raison de 25-30% par le RCN d'une part et par le programme du CCR et des clients d'autre part.

Le programme du RCN est décrit plus haut.

Le programme du CCR est axé principalement sur des études du graphite pour le HTGR d'une part et pour la recherche de base d'autre part.

Pour son programme de détermination des caractéristiques de graphite, le CCR-Petten étudie la corrélation des propriétés mécaniques en pile et hors pile.

Le comportement en pile du "graphite isomorphe" est étudié pour le compte de la KFA Jülich et de SIGRI.

Le relâchement de produit de fission (Cs, Br) des particules enrobées est étudié dans le cadre d'un programme HTGR du CCR.

Egalement pour le CCR des irradiations de carbures d'uranium sont effectuées en vue d'étudier l'effet de gonflement d'une part et le gainage graphite d'autre part.

Pour la conversion directe, le CCR irradie des cermets UO_2W et UO_2Mo .

Si l'important programme d'étude du graphite proposé par l'établissement de Petten du CCR est approuvé, le réacteur HFR peut être considéré comme bien chargé.

Le réacteur ISPRA est un réacteur similaire du CP-5 d'Argonne, USA, modéré et refroidi à l'eau lourde. Il fonctionne à une puissance de 5 MW. (th) Depuis 1963, la gestion est assurée par l'Euratom.

Le réacteur Ispra I est conçu principalement pour des études de physique expérimentale appliquée. Dans ce but, 16 de ses 18 faisceaux de neutrons sont utilisés au maximum par un groupe de physiciens du CCR-Ispra.

Certains des canaux horizontaux ne peuvent pas être utilisés vu l'encombrement du blindage des expériences adjacentes qui bloquent l'accès aux canaux en question.

Dans les canaux d'irradiations verticaux, plus de la moitié est utilisée par des services du CCR.

Les positions pour expériences dans le coeur ne peuvent guère être toutes utilisées à la fois. La limitation du nombre d'expériences dépend principalement de la réactivité qu'elles absorbent. Egalement l'abaissement du flux neutronique dans un canal d'irradiation horizontal voisin à la position en question pose des problèmes. L'occupation actuelle du coeur (comprises les boucles organiques) ne permet d'introduire dans le futur que quelques expériences peu absorbantes.

Actuellement, quatre positions du coeur sont occupées par les expériences suivantes:

- la section en pile de la boucle organique DIRCE qui sert aux recherches sur prototypes d'éléments combustibles principalement au carbure d'uranium;
- la section en pile de la boucle super KID, servant à la recherche sur prototypes d'éléments combustibles et tubes de force;
- le rig neutrocoax pour l'étude de détecteurs neutroniques et
- la section en pile de la boucle organique KID servant à des essais de corrosion en pile, principalement sur le zirconium.

Toutes ces boucles sont utilisées par les services du CCR. Pour ces services, le réacteur Ispra I constitue un outil important pour la recherche moderne.

Le réacteur BR2 est le réacteur d'essais le plus poussé existant dans la Communauté. Depuis 1960, il est exploité dans le cadre d'une Convention entre le CEN et la Commission pour une durée de 20 ans. Cette convention a été résiliée au 31.12.1967 et est prolongée avec certaines modifications en attendant une décision du Conseil sur la nouvelle structure.

L'utilisation de ce réacteur est communiquée dans le paragraphe 2.4. de cette note.

Afin de résoudre le problème de la copropriété de ^{la} Commission au BR2 ainsi que la poursuite de l'affectation au BR2 du personnel hautement spécialisé de la C.E.E.A., une proposition de prolongation de l'ancienne convention BR2 sous une forme modifiée est faite dans le cadre du nouveau programme pluriennal.

3. Résumé et conclusions

La surcapacité de certains réacteurs d'essais dans la Communauté par rapport aux besoins nationaux a porté plusieurs pays de la Communauté à transférer leur réacteur à la Commission en vue d'une exploitation communautaire.

L'obstacle le plus difficile à franchir pour toute tentative en vue d'une bonne utilisation des réacteurs d'essais est due au système de tarification des irradiations. La proposition de la Commission consistant à distribuer aux pays membres des "bons d'irradiation" n'a pas été retenue.

La "capacité d'irradiation" d'un réacteur dépend de nombreux facteurs, notamment de la nature des expériences. Par conséquent, le degré de remplissage du volume d'irradiation n'est pas un élément permettant de

juger de la bonne utilisation d'un réacteur. C'est principalement l'importance des expériences qu'il faut prendre en considération.

Après une phase de mise au point des dispositifs d'irradiation, on constate que la plupart des réacteurs d'essais dans la Communauté sont bien utilisés, principalement pour le développement des filières de réacteurs rapides et HTGR.

Une utilisation plus rationnelle des réacteurs d'essais pourrait être atteinte par une meilleure information réciproque sur les possibilités d'utilisation des installations existantes. Les contacts en cours devraient être intensifiés.

En ce qui concerne le HFR à Petten, un programme d'étude de graphites semble être la solution du bon sens car les compétences de Petten dans ce domaine sont reconnues et cet établissement dispose de compétences nécessaires à la poursuite de travaux de développement de la filière HTGR. En outre, les frais de fonctionnement d'un réacteur d'essais ne dépendent pas beaucoup de sa charge expérimentale.

Caractéristiques des réacteurs d'essais de matériaux en France

no. réacteur	CEA	mise en service	puiss. MW (therm.)	modération	flux de neutrons therm. rapide	jours de fonctionnement	cycle de fonctionnement
		en service (therm.)			$\times 10^{14} \text{ } ^1\text{MeV}$	1966 1967 1968	en jours marche arrêt
1 Osiris	CEA Saclay	1966	70	H ₂ O	4 3,3	45 292 296	35 6
2 EL3	CEA Saclay	1957	18	D ₂ O	1 0,1	270. 284 252	40 7
3 Triton	CEA Fontenay aux Roses	1959	6,5	H ₂ O	0,4 0,3	308 300 334	25 3
4 Pégase	CEA Cadarache	1963	35	H ₂ O	1,5 0,3	310 300 300	120 7
5. Siloé	CEA Grenoble	1963	30	H ₂ O	4 2	230	21 7
6. Mélusine	CEA Grenoble	1958	4	H ₂ O	0,1 0,2		5 2

ANNEXE

Caractéristiques des réacteurs d'essais de matériaux en Allemagne

Réacteur	Orga- nisme	mise en service	puissance MW (therm.)	modéra- tion	flux de neutrons therm. rapides $\times 10^{14}$	jours de fonctionne- ment 1966	1967	1968	cycle de fonctionne- ment en jours marche	arrêt	
FRJ1	KFA Jülich	1962	5	H ₂ O	0,8	0,25	50	30	200	28	10
FRJ2	KFA Jülich	1963	15	D ₂ O	2	0,9	210	210	170	21	7
FRJ2	GFKSS Geesthacht	1959	15	H ₂ O	3,0	1,5	200	200	25	25	8
FRZ	GfK Karlsruhe	1962	44	D ₂ O	1,6	0,01	274	260	290	30	5
MZFR	GfK Karlsruhe	1966	200	D ₂ O	2,0		+100	+100	+200		continuellement
KNK	"	1969	57	ZrH	0,3						
2e coeur	"	1971	57	-	3,0	10					
HI R	GfK Groß-Welzheim	1969	100	H ₂ O	0,3	0,7					
VAK	VAK Kahl	1961	50	H ₂ O							

ANNEXE

Caractéristique des réacteurs d'essais de matériaux en Italie

Réacteur Orga- nisme	mise en service	puissance MW	modéra- tion	flux de neutrons therm. rapides $\times 10^{14}$	jours de fonctionne- ment 1967	cycle de fonctionne- ment en jours marche arrêt		
Avogadro Sorin Saluggia	1959	7	H ₂ O	1,8	0,5	~220	5	2
Galiléo Camen Livorno	1963	5	H ₂ O	1,2	0,3	-	-	-
PEC Cnen Brasimone	1974	140	-	-	35	-	-	-

ANNEXE

Caractéristiques des réacteurs d'essais de matériaux de la C.E.E.A.

Réacteur	Orga- nisme	Site	mise en service	puissance MW	modération	flux de neutrons therm. 10^{14} rapides	jours de fonctionne- ment	1966	1967	1968	marche	cycle de fonctionne- ment	arrêt
HFR	EUR	Petten	1961	30	H ₂ O	1,2	1,0	270	270	270	18	2-5	
Ispra I	EUR	Ispra	1959	5	D ₂ O	0,5	0,4				24	4	
ESSCR	EUR	Ispra	1969	37	D ₂ O	1	0,1						

Caractéristiques du réacteur d'essais de matériaux BR2^(x) en Belgique

(x) copropriété CEN et Euratom

BR2	CEN/EUR		1961	67	H ₂ O/Be	5	6,5	220	174	210	14	7	
-----	---------	--	------	----	---------------------	---	-----	-----	-----	-----	----	---	--

III.9. Irradiations à haut flux

ACTION DE COORDINATION DES IRRADIATIONS

=====

1. Introduction

Dans le but d'une information réciproque dans le domaine des réacteurs d'essai d'une part, et d'une coordination des efforts des Pays Membres de la Communauté d'autre part, et plus spécifiquement pour mieux définir les actions à entreprendre par la Commission en vue de compléter les programmes nationaux, celle-ci a créé dès 1959, dans le cadre de l'article 135 du Traité des groupes de travail composés d'experts des centres nucléaires des Pays Membres de la Communauté et de la Commission.

Ces groupes de travail ont traité notamment des besoins en nouveaux investissements dans le domaine des réacteurs d'essai des matériaux et des laboratoires chauds. Ils ont examiné des projets, recommandé des idées de base et étudié des problèmes liés à la conception et construction de certains équipements importants tels que les dispositifs d'irradiations.

Certains de ces groupes de travail ont été créés ad hoc, tel que le groupe de travail "Réacteurs à haut flux", d'autres se sont réunis deux à trois fois par an dans les centres nucléaires de la Communauté. Les groupes de travail permanents ont traité des sujets suivants :

- des dispositifs d'irradiation
- des laboratoires chauds
- de la dosimétrie (géré par le BCMN).

Cette action de coordination a été très appréciée par les Pays Membres de la Communauté et les experts des Pays Membres étaient tous favorables à la poursuite de cette activité. Le caractère non public et restreint de ces réunions permet une discussion très ouverte des problèmes, ce qui n'est pas le cas dans les grandes conférences internationales.

2. Action future

Les experts contactés souhaitent vivement poursuivre les contacts et consultations réciproques.

a) Le groupe de travail "Dispositifs d'irradiation" s'occupera des problèmes suivants :

- l'adaptation à d'autres réacteurs des capsules standardisées et fabriquées en série ouvrira de nouvelles perspectives dans les efforts de coordination et de rationalisation de la Commission dans ce domaine.
- en outre, un inventaire sur les moyens d'irradiation (réacteurs d'essai de plus de 5 MW) d'une part, et sur les dispositifs d'irradiation disponibles (boucles et capsules instrumentées) d'autre part, permettra aux expérimentateurs de mieux choisir du point de vue technique les dispositifs d'irradiation et le réacteur d'essai en fonction des caractéristiques recherchées.
- dans le même contexte, il semble aussi souhaitable de pouvoir reprendre les discussions sur les méthodes de calcul du tarif d'irradiation.

b) Le groupe de travail "Laboratoires chauds" traitera des problèmes suivants :

- Des discussions approfondies sont envisagées concernant l'expérience acquise dans le fonctionnement des laboratoires chauds étanches alpha ainsi que dans la transformation et le démontage des cellules chaudes.
- Des échanges de vues sont prévus au sujet des méthodes de travail dans les laboratoires chauds.

c) Moyens

Chaque groupe de travail sera composé de 20 à 25 experts des différents centres nucléaires des Pays Membres. Chaque réunion s'étend sur 2 jours et deux à trois réunions par an sont envisagées pour chaque groupe. Au total, il faut compter 150 experts à réunir 2 jours par an.

Sur le programme commun, 3 agents du siège sont chargés de l'organisation de ces réunions.

Addendum I

ACTION DE COORDINATION DES IRRADIATIONS

1. Introduction

Suite à la première conférence mondiale de Genève sur l'Energie Nucléaire en 1955, de nombreux réacteurs de recherche ont été achetés aux Etats-Unis et en Angleterre par les Pays Membres de la Communauté, abstraction faite de la France qui avait une avance de 5 à 10 ans par rapport aux autres pays membres de la Communauté^(x).

Ces achats, dans de nombreux cas, ont été inspirés par des motifs politiques ou de prestige et c'est ainsi que lors de la création de la CEEA en 1958, de nombreux réacteurs de recherche dans la Communauté étaient en phase de construction sans que leur programme d'utilisation ait été défini.

Dans le but d'une coordination des efforts des pays membres de la Communauté et d'une information réciproque dans le domaine des réacteurs de recherche et plus spécifiquement pour mieux définir les actions à entreprendre par la Commission en vue de compléter les programmes nationaux, celle-ci a créé en 1959, dans le cadre de l'article 135 du Traité, le groupe de travail "Réacteurs à haut flux" composé d'experts des pays membres de la Communauté. Ce groupe était chargé d'examiner les besoins en nouveaux investissements tels qu'ils étaient prévus dans l'Annexe V du Traité de Rome.

Sur la base d'une enquête sur les moyens d'irradiation dans la Communauté (article 5 du Traité), ce groupe de travail avait recommandé à la Commission de participer à l'exploitation du réacteur BR2 à Mol au lieu de construire un nouveau réacteur d'essais de matériaux.

Soucieux du retard dans la construction et de la mise en service des réacteurs d'essais, et surtout de leurs installations connexes, la Commission a créé en outre un "Comité d'Etudes des Laboratoires Chauds", un groupe de travail "Dosimétrie" et un groupe de travail

^(x) Le premier réacteur français ZOE à Fontenay-aux-Roses divergeait le 15.12.1948.

"Dispositifs d'irradiation". Ces groupes d'experts sont présidés chaque fois par un expert des pays membres et se sont réunis fréquemment, environ 2 à 3 fois par an depuis 1960.

Le programme futur de ces groupes de travail a été établi en collaboration avec des experts des pays membres.

2. Le Comité d'Etudes des Laboratoires chauds

Ce Comité créé début 1961, dans les limites de son rôle consultatif, a examiné des projets, a recommandé des idées de base et a étudié des problèmes d'ordre général, concernant la construction et les équipements des laboratoires chauds. Il a suggéré toutes les mesures propres à coordonner et orienter l'exploitation des laboratoires et la standardisation des appareillages.

Cette action était à tout moment très appréciée par les experts qui, surtout dans la phase de construction et de mise en service de ces laboratoires, souffraient du manque d'information dans la littérature. D'autre part, les erreurs dans la conception des laboratoires chauds risquaient d'entraîner les coûts supplémentaires très élevés et des retards très importants dans la mise en service, sans parler de l'aspect du danger pour le personnel.

Dans le cadre de ces réunions, la Commission a surtout attiré l'attention sur la conception des laboratoires chauds en fonction de leur utilisation probable dans l'avenir et en même temps sur le problème du timing de la réalisation car en 1961, plusieurs réacteurs d'essai étaient en construction ou en état de marche dans la Communauté. Or, il n'existait qu'un seul labo. chaud à ce moment pour l'examen des échantillons irradiés et la mise en service des laboratoires en construction n'était à prévoir que pour 1964.

Après les discussions sur la conception des laboratoires, des échanges de vues ont été entamés sur les problèmes de conception des équipements intérieurs des cellules chaudes, sur les méthodes et l'organisation du travail, sur l'expérience de fonctionnement avec les différents équipements et sur les incidents.

En outre, le Comité d'Etudes s'est associé à la préparation d'un symposium international organisé par l'AEEN et l'EURATOM, à Grenoble

en Juin 1965 au sujet des méthodes de travail dans les laboratoires chauds de haute activité.

Les experts de ce Comité ont exprimé à plusieurs reprises leur souhait de pouvoir continuer cet échange d'informations et de contacts organisés par la CEEA.

Il est proposé de poursuivre ces activités de consultation réciproque et d'échange d'informations par l'organisation de réunions périodiques. En complément au sujet cité plus haut, des discussions approfondies sont envisagées concernant l'expérience acquise dans le fonctionnement des laboratoires chauds étanches alpha ainsi que dans la transformation et le démontage des cellules chaudes.

3. Le groupe de travail "Dosimétrie"

Ce groupe, composé d'experts de la Communauté, s'est occupé principalement des recherches sur les spectres de neutrons et des mesures de flux intégrés, de neutrons thermiques et rapides notamment à l'intérieur des réacteurs à haut flux.

Ce groupe de travail a bien réussi dans son travail de coordination en ce qui concerne la standardisation et la normalisation des détecteurs, de leurs techniques de préparation et de leurs méthodes d'utilisation.

Vu les liens directs entre les tâches du groupe d'experts d'une part, et l'activité du BCMN d'autre part, ce dernier a été chargé de l'organisation de ces réunions d'experts.

4. Le groupe de travail "Dispositifs d'irradiation"

Etant donné que l'utilisation des réacteurs d'essais de matériaux dépend en premier lieu de la disponibilité des dispositifs d'irradiation, notamment de boucles et de capsules instrumentées destinées d'une part à recevoir les échantillons et d'autre part à protéger le réacteur contre toute contamination éventuelle, la Commission a créé en 1961 un groupe de travail composé d'experts de la Communauté.

Ce groupe d'experts avait constaté que très peu de connaissances sur les dispositifs d'irradiation étaient disponibles en ce moment et que seule la consultation réciproque et l'échange d'informations pouvaient permettre aux centres nationaux de la Communauté de réaliser ces dispositifs dans les délais voulus. Sinon un retard important

de la mise en exploitation des réacteurs d'essai d'une part, et du développement des filières de réacteurs d'autre part, aurait été inévitable.

Dans ce but, le groupe de travail a procédé à une large action d'information réciproque sur la conception, la construction et dans une phase ultérieure sur l'expérience en pile avec les dispositifs d'irradiations.

Des discussions très utiles ont eu lieu sur les incidents de fonctionnement des boucles et capsules en pile et sur les conclusions qui en résultaient en ce qui concerne la conception des dispositifs d'une part, et l'organisation du travail d'autre part.

Les visites organisées dans les différents centres nucléaires des pays membres et dans les établissements du CCR ont permis d'approfondir les contacts qui ont abouti à une collaboration fructueuse dans ce domaine entre les différents centres nucléaires.

En outre, la Commission a conseillé d'examiner la possibilité d'une adaptation à d'autres réacteurs de certaines capsules instrumentées qui sont fabriquées en série dans la Communauté. Dans plusieurs cas, ces conseils de la Commission ont été suivis, car le gain en temps était remarquable si l'on tient compte du fait que d'un côté, environ 2 à 3 ans sont nécessaires pour le développement d'une capsule instrumentée ou d'une boucle et de l'autre côté, des capsules fabriquées en série sont disponibles en quelques mois.

En ce qui concerne l'activité future de ce groupe de travail, les experts souhaitent poursuivre les consultations réciproques et les échanges d'informations. Le caractère non public et restreint de ces réunions permet une discussion très ouverte des problèmes, ce qui est recherché.

L'adaptation à d'autres réacteurs des capsules standardisées et fabriquées en série ouvrira de nouvelles perspectives dans les efforts de coordination et de rationalisation de la Commission dans ce domaine.

En outre, un inventaire sur les moyens d'irradiation (réacteurs d'essai 5 MW) d'une part, et sur les dispositifs d'irradiation disponibles (boucles et capsules instrumentées) d'autre part, permettra aux expérimentateurs de mieux choisir du point de vue technique les dis-

positifs d'irradiation et le réacteur d'essai en fonction des caractéristiques recherchées.

Dans le même contexte, il semble aussi souhaitable de pouvoir reprendre les discussions sur les méthodes de calcul du tarif d'irradiation ainsi que du tarif d'utilisation des laboratoires chauds.

III.9 Irradiations à haut flux

UTILISATION DU REACTEUR HFR

INTRODUCTION

Le réacteur HFR du "CCR-Petten" est utilisé surtout pour des irradiations à la demande, et des études sur les matériaux particulièrement pour les réacteurs à haute température. C'est pourquoi, on a fait la distinction entre l'emploi du réacteur proprement dit qui s'inscrit dans le cadre de l'utilisation des réacteurs d'essais de matériaux de la Communauté (voir document 7034/XV/69) et les recherches effectuées à l'aide de ce réacteur qui sont reprises aux chapitres des réacteurs à gaz à haute température et du Bureau Central de Référence.

Dans le présent chapitre, on s'est attaché à mettre en valeur le potentiel accumulé autour du HFR au CCR Petten ainsi que les moyens nécessaires au fonctionnement du réacteur.

I. DESCRIPTION DE L'ACTIVITE ET POTENTIEL

Le réacteur HFR pour lequel différents types d'appareils et de dispositifs d'irradiation ont été développés, est utilisé très différemment par les pays membres. C'est ainsi par exemple que la République fédérale d'Allemagne et la Hollande s'intéressent beaucoup à la poursuite des irradiations, alors que la participation de la France, qui dispose de propres capacités d'irradiation, est totalement à exclure, même à l'avenir. Deux pays membres contribuent pour une faible part aux dépenses d'exploitation. Seule, l'Italie qui, d'une manière générale n'a jamais montré qu'un intérêt occasionnel pour les travaux d'irradiation, fournit une contribution financière sans exiger de contre-prestation équivalente en irradiations.

Il semble toutefois qu'un certain nombre de projets d'irradiation annoncés se concrétiseront à l'avenir, de sorte que l'on peut compter sur le maintien de la contribution italienne.

Les activités d'irradiation qui profitent aux programmes internes du CCR représentent actuellement une part essentielle de l'utilisation du réacteur, part qui est plutôt appelée à augmenter encore à l'avenir.

Grâce au programme d'amélioration commencé il y a deux ans et qui sera bientôt terminé, le réacteur pourra fonctionner avec une puissance portée à 45 MW et une configuration du coeur modifiée et améliorée. L'augmentation du flux rapide réclamée avec insistance par les scientifiques de Petten, chargés de l'étude des matériaux a été le point de départ du programme d'amélioration. Six positions d'irradiation supplémentaires ont été aménagées à l'intérieur du coeur. Le tableau ci-après donne les valeurs du flux rapide.

Flux de neutrons à 45 MW

Positions d'irradiation	Flux de neutrons thermiques (n/cm ² sec.)		Flux de neutrons rapides (n/cm ² sec.) x E 70 keV	
	Meilleure position	Position la plus défavorable	Meilleure position	Position la plus défavorable
Dans le coeur	1.9 x 10 ¹⁴	1.6 x 10 ¹⁴	3.8 x 10 ¹⁴	3.0 x 10 ¹⁴
Adjacente au coeur	1.2 x 10 ¹³	1.0 x 10 ¹⁴	1.7 x 10 ¹⁴	8.8 x 10 ¹³
Poolside facility (4 cm du coeur)	1.0 x 10 ¹⁴	3 x 10 ¹³	1.8 x 10 ¹³	4 x 10 ¹²

Les données représentent déjà des valeurs moyennes prises sur une longueur de 60 cm, compte tenu de la dépression du flux dû au dispositif même. On constate facilement que ces positions d'irradiations conviennent particulièrement bien aux programmes de développement des réacteurs à haute température refroidis aux gaz. En régime de pleine puissance, une fluence rapide de $1,1 \times 10^{22}$ n/cm² est atteinte en l'espace de 270 jours, c'est-à-dire en une année d'exploitation.

Nous décrivons ci-dessous un certain nombre de dispositifs d'irradiation disponibles pour les programmes internes. Les dispositifs d'irradiation de type classique, tels que les dispositifs employés dans la "poolside facility", ont déjà été décrits dans le dernier rapport annuel de ce Centre de recherche. Ils demeurent naturellement à la disposition des tiers.

C. Dispositifs d'irradiation

Dans toutes les irradiations de matériaux de structure, on recherche une température constante et une bonne répartition de la température.

C'est pourquoi tous les dispositifs d'irradiation décrits ci-après sont conçus de manière à répondre aux impératifs les plus sévères. Les dispositifs d'irradiation sont répartis en dispositifs rechargeables et non rechargeables. Une cellule de démantèlement a été installée dans le hall du réacteur pour les rechargements.

Une installation analogique-digitale est en construction

elle est destinée à centraliser les opérations de contrôle et de régulation de tous les dispositifs en fonctionnement. Elle enregistrera sous forme digitale toutes les données servant à l'interprétation des essais d'irradiation.

a) Capsules rechargeables

GRIF 2

La capsule GRIF permet d'irradier des échantillons de matière non fissile dans une gamme de température comprise entre 200 et 1200° C. Les porte-échantillons sont mis en place dans un volume cylindrique d'une longueur de 415 mm et d'un diamètre d'environ 27 mm. Le gradient axial de température, sur la longueur utile, est inférieur à $\pm 2\%$. La constante de température est du même ordre de grandeur.

HTR

La capsule HTR permet d'irradier simultanément des échantillons de graphite dans quatre porte-échantillons à 400° C, 600° C, 750° C et 950° C. Chaque porte-échantillon a une longueur de 67 mm et un diamètre de 46 mm.

Exception faite de la partie nécessaire aux thermocouples et à leurs fils d'arrivée, la totalité du volume du porte-échantillons peut être utilisée pour recevoir les échantillons.

La constante de température des porte-échantillons est de $\pm 1\%$; les gradients axiaux de température peuvent toutefois être de l'ordre de 50° C.

HEBE

Ce type de capsule a été conçu pour des températures d'irradiation de 1.000 à 1.300° C. Le porte-échantillons est constitué par 5 cylindres de graphite disposés les uns à la suite des autres sur une longueur totale de 410 mm. Le modèle actuel permet de loger quelques 80 éprouvettes cylindriques. On peut atteindre une constante de température de $\pm 3\%$. Aux extrémités du porte-échantillons, l'écart par rapport à la température théorique peut atteindre 100° C.

Dans ce modèle, le porte-échantillons proprement dit ne peut servir qu'une seule fois.

REFA

Ce dispositif, associé à un porte-échantillons approprié, permet d'irradier dans la zone centrale du coeur du réacteur aussi bien des échantillons de matière non fissile que de petites quantités de matière fissile .

On dispose pour le porte-échantillons d'un volume cylindrique de 650 mm de long et de 40 mm de diamètre.

Dans cette aapsule, le porte-échantillons peut être soumis mécaniquement à un mouvement vertical et suivre ainsi les variations de la distribution du flux qui se produisent pendant un cycle du réacteur, ce qui permet une certaine régulation de la température. Bien entendu, il est encore possible d'équiper le porte-échantillons d'éléments de chauffage électrique.

b) Cellule de démantèlement

Toutes les capsules d'irradiation décrites ci-dessus peuvent être chargées et déchargées pendant la période d'arrêt du réacteur dans une cellule située au voisinage immédiat de celui-ci et équipée en conséquence.

Tous les travaux simples de réparation peuvent être exécutés.

De même, les capsules non rechargeables indiquées ci-après peuvent être démantelées dans la cellule en vue de l'enlèvement des échantillons.

c) Capsules non rechargeables

- ITP

Dans le domaine de températures compris entre 250° C et 750° C, la capsule ITP peut être avantageusement utilisée pour l'irradiation d'un nombre relativement important d'échantillons. Ceux-ci sont disposés dans 4 porte-échantillons de 120 mm de long chacune. Le diamètre est de 48 mm. La température d'irradiation peut être maintenue à un niveau constant à $\pm 3\%$ près. Les gradients de température enregistrés sont également de l'ordre de $\pm 3\%$.

- HTP

Cette capsule est comparable au type ITP. Le domaine de températures

en cause est toutefois compris entre 500 et 1.000°C. Chaque porte-échantillons a une longueur de 100 mm et un diamètre de 43 mm.

Le modèle permet une utilisation optimale du volume disponible pour l'irradiation.

Les gradients de températures axiales ne dépassent pas 50° C par porte-échantillons. La température théorique peut être maintenue à un niveau constant à $\pm 2\%$.

- HTG I

La capsule "DRAGON" a été mise au point et construite par le RCN dans le cadre du projet du même nom.

Il y a des années que les capsules de ce type se sont révélées très sûres pour des irradiations de longue durée à des températures comprises entre 600 et 1.200° C. On peut placer, dans les 4 porte-échantillons que comprend une capsule, jusqu'à 400 échantillons. Dans le porte-échantillons exposé à 1.200° C, le gradient axial de température se situe entre 60 et 120° C, tandis que la température d'irradiation ne s'écarte pas de plus de 25° C de la valeur souhaitée.

- COPRA

Au cours de la première partie de l'expérience, 2.000 particules enrobées seront irradiées simultanément. La capsule d'irradiation proprement dite est reliée à cet effet à un circuit de gaz fonctionnant en continu. Un contrôle permanent du gaz de balayage utilisé permet de détecter immédiatement toute fissure venant à se produire pendant l'irradiation dans l'enrobage d'une particule.

A titre de complément du programme, on examine actuellement une capsule composée de plusieurs volumes d'irradiation séparés, associée à un circuit indépendant de balayage par gaz. Cette capsule est destinée à l'étude statistique de divers paramètres de préparation de particules enrobées de fabrication industrielle.

D'autres expériences intéressantes ont déjà été proposées et pourront être réalisées avec le dispositif en question.

- Dispositif de mesure du fluage du graphite.

Le dispositif de mesure mis au point doit permettre de suivre pendant l'irradiation le comportement au fluage du graphite, à une tension

prédéterminée (jusqu'à 200 kp/cm²); et à une température donnée (600° C).

Les élongations sont déterminées avec une précision de 10⁻³ mm sur une section de mesure de 2,5 mm. L'emploi du dispositif de mesure dans une capsule REFA permet de compenser les variations cycliques de la répartition de température des échantillons ou de l'appareillage par des mouvements verticaux de l'assemblage.

Les premières expériences d'irradiation commenceront au cours de l'été 1969. Pour les essais ultérieurs, qui seront effectués à des températures supérieures, le dispositif de mesure doit être utilisé dans une capsule GRIF.

II. MOYENS NECESSAIRES ET RECETTES

La tarification des irradiations HFR est basée sur les frais d'exploitation annuels du réacteur. Les tarifs applicables pour les différentes positions sont contenus dans la brochure "HFR Petten, doc. EUR/3650".

Du point de vue des recettes, on peut considérer que le réacteur est utilisé à son maximum lorsque le montant facturable pour irradiations atteint 70% du montant théoriquement possible. Ceci provient essentiellement du fait que certaines positions du réacteur sont moins intéressantes et ne sont donc pas toujours utilisées.

La recette maximum à prévoir serait de 1,780 MUC environ, lorsque le réacteur sera exploité à plein régime, la répartition par provenance des irradiations pourrait raisonnablement se rapprocher de la clé suivante :

1) PAYS-BAS	25 à 30 %
2) R.F. d'ALLEMAGNE et DRAGON	40 à 45 %
3) CCR	20 à 30 %

MOYENS :

Pour la période quinquennale et sur base des crédits inscrits au budget 1969, majorés de 5% par an, les prévisions sont les suivantes :

- Effectif total (y compris quote-part des Services Généraux).....	70 agents
- Dépenses de personnel et fonctionnement (titre I net et titre II avec école)	4 MUC
- Dépenses de fonctionnement scientifique (titre III sauf art. 321)	1,75 MUC
- Exploitation du réacteur HFR (article 321)	13,75 MUC
	<hr/>
	19 5 MUC
	<hr/>

III.9. Irradiations à haut flux

LA CONVENTION POUR L'EXPLOITATION COMMUNE DE REACTEUR BR2 =====

1. Introduction

La Convention sur l'exploitation commune du BR2 conclue en 1960 entre la Commission et le CEN pour une durée de 20 ans a été résiliée le 31.12.1967 et prolongée ensuite à titre provisoire.

Vu la difficulté de la CEEA dans l'établissement d'un programme pluri-annuel, le CEN a conclu en accord avec la Commission un contrat avec la Gesellschaft für Kernforschung (GfK) Karlsruhe, concernant l'utilisation privilégiée du BR2 par la GfK, le CEN et la CEEA, contrat qui est entré en vigueur le 1.1.1969 pour une durée de 5 ans.

L'ancienne convention EUR-CEN a été critiquée pour les raisons suivantes :

- la contribution de la CEEA (2/3) au financement était élevée par rapport aux autres associations
- le système du préciput, servant à l'acquisition progressive par la Commission des 2/3 des investissements initiaux du CEN (20 MUC), n'a pas encouragé le CEN à exploiter le BR2 dans les conditions les plus économiques
- le réacteur n'était pas toujours bien utilisé
- à l'avenir, certains pays membres souhaitent voir une contrepartie pour le financement du personnel appartenant à la CEEA et certains se demandent même si ce personnel ne pourrait pas être retiré.

2. Motivation de l'intervention de la Commission

Le Traité de Rome (Annexe V) a chargé la CEEA de construire et d'exploiter un réacteur d'essai. La Commission a jugé plus rationnel de coexploiter avec le CEN le réacteur BR2 pour une durée de 20 ans. Vu

la possibilité d'utiliser le BR2 comme un "service public", deux pays ont renoncé à construire eux-mêmes un tel réacteur.

Le réacteur BR2 est le réacteur d'essai avec le flux neutronique le plus élevé dans la Communauté. Actuellement, il est pleinement utilisé dans le cadre d'un accord intergouvernemental germano-belgo-hollandais et il le sera encore pendant 5 ans au moins.

Etant donné que d'une part la moitié du personnel de cadre sont des agents de la Commission et d'autre part environ 40% des investissements appartiennent à la Commission, la liquidation de la Convention BR2 poserait des problèmes difficiles de gestion et même de sécurité. En outre, les programmes de plusieurs pays seraient gravement gênés et la Commission risquerait de perdre une part importante de son crédit.

Dans cette situation, le CEN et la GfK ont exprimé leur souhait d'une part, de maintenir le personnel de la CEEA à BR2 et d'autre part, de pouvoir continuer à utiliser la part des investissements appartenant à la CEEA.

3. Nouvelle forme de collaboration

Trois différentes formes de collaboration ont été étudiées et discutées avec les représentants du CEN :

- a) la création d'une "entreprise commune" suivant l'article 45 du Traité ne permet pas de résoudre le problème économique de la gestion. En outre, le CEN se verra contraint de payer une taxe de transmission de 7% sur son programme d'irradiation. Pour ces raisons, le CEN se désintéresse de cette solution.
- b) La "mise à la disposition" de la part EURATOM aux investissements d'une part, et de son personnel d'autre part, sur la base de l'article 6 du Traité, ne trouvera guère le consentement des autres pays membres, car l'équivalent de cette contribution n'est pas assuré d'une façon satisfaisante, ni pour les besoins de la Commission ni pour ceux des autres pays membres.
- c) La poursuite sous une forme modifiée de la "Convention pour l'exploitation commune du réacteur BR2" d'après l'article 7 du Traité serait la solution la plus adaptée aux besoins exis-

tants. Cette solution rencontrera l'appui du CEN et de la GfK.

L'ancienne Convention devra être modifiée en adoptant les principes suivants pour la nouvelle forme de collaboration :

- L'effectif de la CEEA (actuellement + 40 personnes) subira une réduction progressive et sera en moyenne de 20 agents, la dotation correspondante étant de 1,4MUC.
- La CEEA cessera d'acquérir la copropriété des investissements initiaux (préciput).
- La CEEA aura le droit d'utiliser une part équivalente à sa contribution financière égale à environ 15% des neutrons du BR2 pour ses programmes propres, notamment pour l'Institut des Transuraniens, ainsi que pour les besoins des Pays Membres.
- Les recettes résultant de l'utilisation de la tranche du réacteur appartenant à la CEEA seront créditées sur le budget des recettes de la CEEA. Pour la facturation, le tarif en vigueur sera appliqué.
- La durée de cette convention sera la même que celle stipulée dans l'ancienne Convention sous réserve de l'approbation du programme et du budget de la CEEA.