

COMMISSION DES COMMUNAUTÉS EUROPÉENNES

COM(69) 350 - ANNEXE TECHNIQUE N° 2

Bruxelles, le 30 avril 1969

ACTIVITÉS FUTURES D'EURATOM

Annexe technique n° 2

"REACTEURS A EAU LOURDE"

COM(69) 350

ANNEXE TECHNIQUE N° 2

1.3. REACTEURS A EAU LOURDE

- Programme réacteurs à eau lourde.
- Addendum I : Production d'eau lourde

PROGRAMME REACTEURS A EAU LOURDE

I. Introduction

L'intérêt général porté aux réacteurs à eau lourde date des débuts de l'énergie atomique; si on se limite cependant aux réacteurs producteurs d'énergie, c'est à partir de 1955/1956 qu'on peut faire remonter l'intérêt pour ce type de réacteur.

Ce développement des réacteurs à eau lourde dans de nombreux pays, aussi bien à l'intérieur qu'à l'extérieur de la Communauté, est motivé principalement, sinon essentiellement, par le fait que cette filière permet la production d'énergie, dans des conditions compétitives, avec un cycle de combustible basé sur l'uranium naturel et assure ainsi une certaine indépendance dans le choix des sources d'approvisionnement (*). Il est également possible de constituer une production nationale de combustible, évitant des sorties de devises trop importantes.

Sur le plan industriel, ces réacteurs ont atteint le stade du prototype de quelques dizaines à quelques centaines de MWe en ce qui concerne l'activité de la communauté et sont au stade de la commercialisation accélérée de réacteurs de grande taille dans le cas de la variante CANDU pour laquelle l'installation au Canada de 6000 MWe est en cours.

II. Situation des réacteurs à eau lourde en dehors de la communauté

II.1. Pour les raisons exposées ci-dessus, il existe dans le monde une multiplicité de programmes de développement ou d'intérêt pour les réacteurs à eau lourde : en Tchécoslovaquie, en Roumanie, en Yougoslavie pour les pays de l'Est, au Japon, en Australie, en Suisse, en Suède, au Canada, en Angleterre pour les pays fortement industrialisés, en Inde, en Argentine, au Brésil, en Nouvelle Zélande, en Israël, en Finlande...

(*) On pourrait objecter qu'il demeure une certaine dépendance en matière de fourniture d'eau lourde, mais la production d'eau lourde se fait à l'aide de procédés industriellement connus. La réalisation d'une usine de production est beaucoup plus courte que celle d'une centrale nucléaire (et a fortiori que la réalisation d'une usine d'enrichissement). Au cas où un pays s'engagerait dans la filière eau lourde, rien ne l'empêcherait de s'assurer dans les temps nécessaires sa propre capacité de production, comme le fait le Canada (voir annexe "Production d'eau lourde").

De cet intérêt découlent des perspectives certaines d'exportation des réacteurs à eau lourde, de la part des pays suffisamment avancés. C'est ainsi que l'Inde, le Pakistan et l'Argentine ont déjà acheté quatre réacteurs au total et que les négociations se poursuivent pour en vendre d'autres en Roumanie, en Inde, au Brésil et en Finlande.

II.2. Parmi ces nombreux programmes de réacteur à eau lourde "hors Communauté", quatre seulement ont donné jusqu'à présent naissance à des réalisations.

En Suède, l'Autorité Suédoise étudie la variante modérée et refroidie à l'eau lourde bouillante, en caisson, mais le réacteur prototype (Marviken 200 MWe) n'a pas encore commencé son fonctionnement en puissance (*). Pour l'instant, l'Autorité Suédoise n'a pas annoncé de construction faisant suite à Marviken.

En Angleterre, l'UKAEA a construit un réacteur de 100 MWe (SGHWR) qui fonctionne depuis le début de 1968, où le réfrigérant est l'eau légère en ébullition avec admission directe de la vapeur à la turbine. Ce réacteur a été conçu afin d'obtenir un coefficient de puissance négatif ou nul; le réseau est fortement sous-modéré et le combustible est enrichi à 2%. La version à uranium naturel qui était à l'étude, n'a pas été présentée jusqu'à présent, pas plus que l'UKAEA n'a annoncé de réalisation faisant suite au SGHWR.

En Suisse, le gouvernement et Thermatom, consortium de sociétés privées, ont construit à Lucens une centrale de 25 MWth refroidie au CO₂ qui vient de subir une avarie grave après quelques mois de fonctionnement.

Au Canada, le programme de développement est concentré depuis 1946 sur les réacteurs à eau lourde pour aboutir au choix du système à tubes de pression qui permet d'envisager des réacteurs d'une puissance aussi grande qu'on le souhaite. (Par des conceptions modulaires, les Américains avaient, dans le cadre du projet HWOCR, envisagé des réacteurs de 10.000 MWth).

(*) Dans le réacteur Ågesta (65 MWth), l'eau lourde est pressurisée. Les performances de ce réacteur sont modestes.

Trois variantes ont été étudiées, mais les stades d'avancement atteints sont très différents :

- la variante réfrigérée à l'organique a fait l'objet d'une réalisation, le réacteur WR-1 (40 MWth), qui fonctionne depuis 1966 à Whiteshell. Malgré le bon fonctionnement de cette installation, et le potentiel de développement de la variante, l'AECL n'a pas entrepris de réalisation plus importante et elle n'en prévoit pas;
- la variante réfrigérée à l'eau légère bouillante est représentée par un prototype de 250 MWe, alimenté à l'uranium naturel, en cours de réalisation à Gentilly, dans le Québec. Il fonctionnera en 1972 mais environ 3 ans d'opération seront nécessaires pour en connaître le comportement dynamique. Il règne en effet des incertitudes sur ce point, ainsi que sur l'effet d'un accident entraînant une vidange rapide des canaux;
- la variante réfrigérée à l'eau lourde sous pression, dite "variante CANDU" du nom de son prototype. Cette variante présente une telle importance dans l'ensemble des réacteurs à eau lourde qu'un développement particulier lui est consacré plus loin (paragraphe IV).

III. Situation des réacteurs à eau lourde dans la Communauté

III.1. Dès l'origine, un intérêt très vif s'est manifesté pour ce concept de réacteur au point que la Communauté Européenne de l'Energie Atomique avait estimé, dès 1958, qu'une tentative de coordination des projets étudiés dans la Communauté, possible à l'époque puisqu'aucun n'était engagé trop avant, devait être menée à bien. Malheureusement, cette tentative devait échouer et c'est ainsi que la société SIEMENS s'est lancée dans la réalisation du MZFR (50 MWe) modéré et refroidi par de l'eau lourde sous pression dans un caisson, puis dans celle d'un réacteur de 100 MWe (KKN) refroidi par le CO_2 , tandis que le CEA français construisait le réacteur prototype EL-4 (80 MWe), refroidi au CO_2 et, enfin, qu'Euratom se voyait confier l'étude de la variante ORGEL refroidie par un liquide organique. En 1964, l'Italie se lançait à son tour dans la filière eau lourde, en choisissant la variante refroidie par l'eau légère bouillante. Le CNEN et l'ENEL décidaient en 1968 la réalisation du réacteur d'épreuve CIRENE (35 MWe).

III.2. Au début de 1969, les actions entreprises en 1958 se poursuivent ou se développent :

- la société SIEMENS a achevé et mis en exploitation le MZFR. Elle a conclu en 1968 un contrat de construction en Argentine d'un réacteur de 300 MWe, réfrigéré comme le MZFR par l'eau lourde sous pression dans un caisson d'acier. A notre connaissance, les clauses exactes de ce contrat et les coûts n'ont pas été rendus publics. Elle poursuit la réalisation du réacteur KKN;
- le CEA et l'EDF procèdent à la réparation des échangeurs de la centrale EL-4 qui avait démarré au début 1968 et qui sera remise en service au début de 1970;
- le CNEN et l'ENEL entament la réalisation du CIRENE;
- Euratom achève la mise en puissance du réacteur d'essai ESSOR.

III.3. Quatre faits récents sont également à signaler : la remise, fin décembre 1968, par le Groupement GAAA-INTERATOM-MONTEDISON d'une offre commerciale relative à un prototype ORGEL de 250 MWe; la conclusion entre le CEA et l'AECL d'un accord d'échange de connaissances sur les réacteurs modérés à l'eau lourde; l'étude par un groupement de sociétés françaises (*) d'un réacteur à tubes de force réfrigéré à l'eau lourde; l'éventualité d'un accord franco-allemand sur la répartition de la production d'une usine d'eau lourde de capacité 135 t/an.

III.4. Dans la Communauté, la situation des réacteurs à eau lourde se caractérise donc par une dispersion des efforts entre quatre sous-filières qui, si elles présentent des points communs, ne présentent aucun point de convergence.

(*) Compagnie Générale d'Electricité/Babcock-Atlantique.

IV. La variante CANDU (CANada Deuterium Uranium)

IV.1. Ses principales caractéristiques ont trait au cycle de combustible; la circulation du combustible se fait au cours de la marche du réacteur, en sens inverse dans des canaux adjacents.

Grâce à ce système et aux qualités modératrices de l'eau lourde, un taux de combustion de l'ordre de 10 à 12.000 MWj/t peut être atteint avec un combustible à base d'uranium naturel. Ce combustible qui a la forme de grappes de crayons d'oxyde gainé de zircaloy est produit à très bon marché. La disposition horizontale des canaux, en limitant les efforts auxquels est soumis le combustible, en facilite la réalisation; elle permet également de limiter l'épaisseur des jonctions entre faisceaux, afin d'éviter toute capture inutile de neutrons dans le coeur.

IV.2. Le tableau ci-dessous indique la liste des centrales de type CANDU construites ou décidées.

| Réacteurs | Puissance MWe | Année de | |
|-------------------|------------------|---------------------------|---------------------------|
| | | décision de construire | mise en fonctionnement |
| NPD | 22 | 1957 | 1962 |
| CANDU | 200 | 1959 | 1967 |
| PICKERING 1 | 500 | 1964 | 1970 |
| PICKERING 2 | 500 | 1964 | 1971 |
| PICKERING 3 | 500 | 1967 | 1972 |
| PICKERING 4 | 500 | 1967 | 1973 |
| RAPP 1 (INDE) | 200 | 1964 | 1971 |
| RAPP 2 " | 200 | 1966 | 1973 |
| KANUPP (PAKISTAN) | 125 | 1965 | 1971 |
| BRUCE 1 | 750 | 1968 | 1976 |
| BRUCE 2 | 750 | 1968 | 1977 |
| BRUCE 3 | 750 | 1968 | 1978 |
| BRUCE 4 | 750 | 1968 | 1979 |

L'élément le plus important des derniers mois est l'annonce faite par Ontario Hydro de la décision de construire sur le site de Douglas Point une centrale de 3.000 MWe en quatre unités de 750 MWe (BRUCE 1 à 4) ce qui porte à 6.000 MWe environ le total de la puissance en cours de réalisation avec ce type de réacteur.

Le taux d'installation des centrales nucléaires de type CANDU se situe donc actuellement entre 500 et 1.000 MWe/an. Les répercussions de cette cadence se font sentir dans tous les domaines.

IV.2.1. Sur le plan du coût d'investissement, toute nouvelle installation de ce type pourra bénéficier des avantages résultant d'un développement industriel important et tout particulièrement des effets de taille et de série.

Le coût d'investissement de ces centrales, actuellement de l'ordre de 230 \$/kWe, devrait s'abaisser et tendre vers un coût assez voisin de celui des réacteurs à eau légère. Une étude du coût d'un réacteur du type CANDU effectuée par des industriels français a montré que le coût de la chaudière nucléaire, sans eau lourde ni combustible, n'est pas sensiblement différent du coût correspondant pour un réacteur à eau légère de même puissance; les coûts d'immobilisation de la première charge de combustible et de l'eau lourde sont à peu près égaux à ceux de la première charge d'un réacteur à eau légère, le prix de l'eau lourde compensant celui de l'enrichissement de l'uranium; par contre, le coût de renouvellement du combustible, même en l'absence de valorisation du plutonium contenu, est nettement plus bas (de 1 mill/kWh, ce qui traduit en coût d'investissement correspondrait à un écart de l'ordre de 50 \$/kWe).

IV.2.2. Sur le plan de l'exploitation, un développement industriel continu conduit à une meilleure fiabilité des composantes, à un affinement des principes de construction conduisant à une exploitation plus aisée et moins coûteuse.

IV.2.3. Sur le plan du combustible, la capacité de fabrication des éléments combustibles qui alimentera l'ensemble des centrales CANDU sera, dans cinq ou six ans, de 600 tonnes/an. Or, dès aujourd'hui où la capacité est de 80 t/an, le coût des éléments combustibles est de 45 \$/kg se répartissant par moitié entre le coût de fabrication et le coût de l'uranium. L'accroissement de la capacité de production fera certainement baisser encore le coût de fabrication.

IV.2.4. Sur le plan de la récupération du plutonium contenu dans le combustible irradié, elle deviendra économique à partir de 1975, lorsqu'il y aura de l'ordre de 1 t/j de combustible irradié à traiter. Vers 1980, ce tonnage atteindrait 5 t/j, capacité pour laquelle le coût de retraitement serait de l'ordre de 10 \$/kg. Si la valeur du plutonium est encore de 8 \$/gramme de Pu fissile, le bénéfice pourrait atteindre 20 \$/kg de combustible, abaissant ainsi la composante "combustible" du coût du kWh à une valeur négligeable.

IV.2.5. Une puissance installée de 6.000 MWe (en 10 ans environ) nécessite un inventaire en eau lourde de l'ordre de 5 à 6.000 t, soit une capacité de production comprise entre 500 et 1.000 t/an.

Pour faire face à ces nécessités, l'AECL a fait réaliser deux usines de production dont l'entrée en fonction est prochaine; une de 2 fois 182 t/an à Glace Bay (Deuterium of Canada), une de 363 t/an à Point Tupper (Canadian General Electric). Ces deux compagnies s'obligent à livrer chacune à l'AECL 5.000 t d'eau lourde étalées sur une période de 12 ans et demi à un prix dégressif depuis 41,50 \$/kg pour les premières livraisons jusqu'à 32 \$/kg, après 1980.

Enfin, l'AECL a décidé la construction d'une 3ème usine de 400 t/an (*) à Bruce County dont elle a confié la réalisation à la Lummus Canadienne.

A partir de 1972, la production d'eau lourde canadienne permettra d'installer de 1.200 à 1.500 MWe/an en centrales CANDU et ceci aussi longtemps que les usines productrices seront en fonctionnement.

(*) sans qu'il soit précisé s'il s'agit de "short-tons" ou de tonnes métriques.

On peut établir le tableau suivant :

| | | |
|--|---|-------------------|
| Puissance électrique devant être installée avant 1972-1973 | : | 3.000 MWe |
| Puissance électrique devant être installée entre 1975 et 1979 | : | 3.000 MWe |
| Puissance électrique supplémentaire pouvant être installée entre 1972 et 1980 compte tenu de la production d'eau lourde actuellement prévue et disponible à partir de 1972 | : | 7.500 MWe |
| | | <u>13.500 MWe</u> |
| | | ===== |

IV.2.6. En conclusion, on peut dire qu'on assiste, dans le cas de la filière CANDU à une accélération industrielle extrêmement nette qui s'apparente à celle qu'ont imprimée il y a quelques années en matière d'eau légère de grandes sociétés américaines. Au regard de cette action, comment se situent les sous-filières concurrentes?

V. Situation des différentes sous-filières de réacteur modérées à l'eau lourde par rapport à la sous-filière CANDU

Pour illustrer notre raisonnement, le cas ORGEL est étudié avec quelques détails. Le cas des autres sous-filières s'en déduit par comparaison.

V.1. En se basant sur l'offre commerciale du Groupement GAAA-INTERATOM-MONTEDISON, on constate qu'en 1969, le coût total d'investissement d'une centrale prototype ORGEL est de l'ordre de 500 \$/kWe; le coût des éléments combustibles (concentration en U-235 de 1,28%) est de 165 \$/kg.

Ces coûts sont normaux pour un prototype et comparables aux coûts pratiqués pour les prototypes canadiens. Cependant, il faut tenir compte du facteur "temps". Dès lors, il convient donc, en 1969, de comparer un prototype ORGEL de 300 MWe à une centrale CANDU décidée au même moment, c'est-à-dire, BRUCE 1.

On aboutit au tableau suivant :

| | | ORGEL | CANDU | Réacteurs à eau légère |
|--------------------------------|-----------|-------|--------------------------------|-------------------------------|
| Puissance unitaire | MWe | 300 | 750 | 750 |
| Investissement | Muc | 150 | 173 | 120 |
| Investissement spécifique | /kWe | 500 | 230 **) | 160 |
| Frais fixes *) | mills/kWh | 7,15 | 3,3 | 2,3 |
| Coût du combust. | /kg | 165 | 40 | |
| Coût du cycle | mills/kWh | 2 | 0,55 sans re- traitement | 1,5 avec re- traitement |
| Frais fixes + coût du cycle | mills/kWh | 9,15 | 3,85 | 3,8 |

On remarque que si l'énergie produite par un réacteur CANDU reste compétitive avec celle produite par un réacteur à eau légère dans des conditions canadiennes, le coût de l'énergie produite par un prototype ORGEL est beaucoup plus élevé, la différence étant de l'ordre de 5 mills/kWh. La perte annuelle encourue s'élève aux environs de 10 Muc. Elle est à imputer à partir de 30% au coût du cycle de combustible qui est élevé à cause de la taille insuffisante de l'usine de production des éléments combustibles. On peut donc s'attendre à ce que cette perte annuelle soit graduellement abaissée - pour atteindre finalement un peu moins de 7 Muc - parallèlement à l'évolution du développement de la production des éléments combustibles.

*) taux d'amortissement : 10 % - facteur de charge : 80 %

**) Nucleonics Week du 12 décembre 1968

Que deviendrait la différence si on la projetait 5 ans plus tard, soit en 1974? Il faudrait alors comparer une "tête de filière" ORGEL et une centrale CANDU de 1.000 MWe.

Le tableau ci-dessous indique le résultat basé sur des hypothèses raisonnables.

| | | ORGEL | CANDU |
|-----------------------------|-----------|-------|-------|
| Puissance unitaire | MWe | 750 | 1.000 |
| Investissement | Mus | 172,5 | 200 |
| Investissement spécifique | \$/kWe | 230 | 200 |
| Frais fixes | | 3,3 | 2,9 |
| Coût du combust. | \$/kgU | 130 | 35 |
| Coût du cycle | mills/kWh | 1,5 | 0,48 |
| Frais fixes + coût du cycle | | 4,8 | 3,4 |

On constate que le coût de l'énergie demeure supérieur pour ORGEL. Et il faut souligner que les hypothèses faites pour la centrale CANDU de 1.000 MWe sont beaucoup moins hasardeuses que celles faites pour la tête de filière ORGEL.

Pour compléter la comparaison, il faudrait la projeter en 1980; dans ce cas, il n'est plus possible de bâtir un tableau, mais une considération s'impose : la filière ORGEL ne peut être rapprochée de la filière CANDU que si elle a bénéficié d'un développement industriel comparable, c'est-à-dire, si plusieurs milliers de MWe sont en cours de réalisation en 1980. D'ici là, elle enregistre par rapport à CANDU un retard de l'ordre de 5 à 7 ans.

V.2. La situation est-elle différente pour les autres sous-filières?

L'examen montre que non.

V.2.1. Dans le cas de la sous-filière suédoise, le réacteur de Marviken n'a pas encore atteint sa puissance nominale et il n'a pas de postérité connue. Le retard actuel par rapport à CANDU est de l'ordre de 5 ans et il ne fera que s'accroître en l'absence d'un développement industriel comparable.

V.2.2. Une remarque analogue vaut pour la sous-filière réfrigérée à l'eau légère bouillante. Le réacteur prototype de Gentilly ne sera achevé qu'en 1971-1972, avec un retard de 5 ans sur CANDU. De plus, il faut noter que ce réacteur est vertical, donc d'une technologie différente des réacteurs CANDU. Pour les rattraper, le réacteur de Gentilly devrait aussi bénéficier d'un développement industriel massif qui ne pourrait en tout état de cause commencer qu'après trois ans de bons résultats d'exploitation, soit en 1975. Ces dates expliquent pourquoi l'Ontario Hydro, pour satisfaire des besoins en électricité qui se feront sentir dès 1976, a dû choisir le réacteur CANDU. Mais il est alors permis de se demander si un changement de technologie serait encore considéré comme souhaitable au cas où le prototype de Gentilly donnerait de bons résultats. Le réacteur SGHWR, inadapté à l'emploi d'uranium naturel, et le réacteur CIRENE plus petit et arrivant plus tard ne paraissent pas susceptibles de modifier la situation de cette sous-filière.

V.2.3. Quant à la sous-filière développée par SIEMENS, son réacteur "tête de filière" sera achevé en 1974 ou 75, c'est-à-dire postérieurement à l'achèvement du réacteur de Gentilly. On sait d'autre part, qu'il existe un doute sur l'aptitude de cette sous-filière à croître vers les grandes puissances unitaires, à cause de la taille que devrait atteindre le caisson d'acier.

V.2.4. Le réacteur refroidi à gaz ne paraît pas destiné à se développer, de l'avis même de ses promoteurs.

VI. Conclusions de cette analyse pour la communauté

L'analyse précédente montre que si la communauté poursuit dans la voie actuelle, elle se trouvera dans 4 ou 5 ans en possession d'une collection d'installations disparates, représentant un investissement

total et un coût d'exploitation appréciables, mais un intérêt commercial et énergétique incertain.

En effet, il paraît peu probable qu'une industrie d'exportation puisse se baser sur des réalisations domestiques peu nombreuses et significatives qui, à l'époque où elles fonctionneront, devront supporter la comparaison avec les réacteurs de la filière CANDU. Et si un développement industriel massif dans le cadre de la communauté peut être enregistré, il est peu vraisemblable qu'il le soit sur plusieurs sous-filières à la fois, même sur deux.

Il en résulte donc qu'il est urgent, si la communauté souhaite conserver une place dans le domaine des réacteurs à eau lourde, de se concentrer sur une filière et d'y consacrer un effort industriel significatif.

VII. Les éléments d'une concentration

VII.1. Si l'on admet que la justification primordiale des filières à eau lourde est leur capacité de brûler l'uranium naturel, ce qui permet à la fois de diversifier les sources d'approvisionnement dans la Communauté et d'exporter vers des pays tiers, il est naturel de s'orienter vers la sous-filière la mieux adaptée à cet emploi, celle qui est réfrigérée à l'eau lourde.

Cette orientation est d'ailleurs conforme à la situation technique des autres sous-filières, comme nous l'avons vu dans les paragraphes précédents.

VII.2. La manière la plus naturelle de favoriser une concentration pourrait être de faire jouer les mécanismes industriels au moyen d'une incitation convenable.

L'expérience récente a montré que les clients normaux, les producteurs d'électricité de la communauté, ne paraissent pas disposés pour l'instant à commander une grande centrale équipée d'un réacteur à eau lourde.

Ce sont donc les États-membres qui devraient se substituer à eux pour la réalisation d'une tête de série aussi voisine

que possible d'un réacteur commercial. Pour avoir une chance de remettre la Communauté au niveau du développement canadien, c'est une tête de filière d'une puissance équivalente à celle des unités récemment commandées au Canada (750 MWe), qui devrait être construite.

VII.3. Une telle concentration comprendrait les étapes suivantes :

- accord entre les instances gouvernementales intéressées sur la réalisation de la centrale tête de filière. Cet accord pourrait se matérialiser par la création et la dotation d'une société de financement ad hoc, à caractère multinational. Elle aurait pour mission de faire étudier, construire et exploiter l'installation. Elle pourrait recevoir le statut d'entreprise commune;
- existence d'un producteur ou formation d'un consortium de producteurs d'électricité acceptant d'introduire, moyennant certaines conditions à préciser, la centrale tête de filière dans son réseau. L'accès des autres producteurs à l'expérience d'exploitation devrait être prévu dès ce moment;
- constitution d'un groupement communautaire d'industriels à partir des sociétés "chef de file" en la matière dans chaque pays intéressé.

Lorsque les trois étapes ci-dessus seront franchies, la société de financement, émanation des gouvernements, le producteur d'électricité ou le consortium (avec le cas échéant la collaboration d'autres producteurs) ainsi que le groupement pourront définir les spécifications détaillées de la centrale. Ils devraient également définir l'attitude à adopter vis-à-vis du Canada et le programme de recherche et développement.

Un tel programme pourrait comporter deux aspects : d'une part un aspect directement lié à la réalisation de la tête de filière et qui serait pour la plus grande part de caractère industriel et un aspect de développement, lié à la poursuite et à l'amélioration de la filière.

L'expérience des réacteurs de type éprouvé à eau légère ou à graphite-gaz-uranium naturel, ainsi que des filières à eau lourde du type canadien montre qu'une filière de réacteur qui bénéficie d'un développement industriel important est un objet constant de modifications et d'améliorations non seulement sur le plan technologique, mais aussi en ce qui concerne les options de base du concept. C'est ainsi que l'autorité atomique canadienne fait travailler plus d'un millier d'agents sur son concept de réacteur à eau lourde.

Il n'est pas douteux qu'une concentration sur une variante de réacteur, suivie d'un développement industriel important, ne puisse fournir un programme substantiel au CCR.

VIII. Le programme de recherches

VIII.1. On a montré que la situation dans la Communauté est caractérisée par une large dispersion puisque quatre sous-filières ont été étudiées : la sous-filière ORGEL (EURATOM), la sous-filière réfrigérée au gaz carbonique (CEA et SIEMENS), la sous-filière réfrigérée à l'eau légère bouillante (CISE et CNEN), la sous-filière réfrigérée par l'eau lourde sous pression dans une cuve en acier (SIEMENS). A celles-ci vient s'ajouter l'étude entreprise en France de la sous-filière réfrigérée à l'eau lourde dans des tubes de pression.

Les discussions qui se sont déroulées en 1968 et 1969 tant avec les organismes intéressés qu'avec les Etats membres ont montré que ces derniers ne souhaitent pas voir le CCR poursuivre ses travaux sur la sous-filière ORGEL ni apporter son concours à la sous-filière réfrigérée par le CO₂.

C'est pourquoi, et dans l'attente d'une décision sur le choix du concept de réacteur tête de filière qui devrait être construit prochainement, le programme de recherches à exécuter dans le CCR Ispra serait concentré sur des travaux de développement concernant essentiellement les variantes de réacteur refroidies à l'eau lourde et à l'eau légère. Il tient largement compte des suggestions et des propositions formulées par les organismes et industries engagés dans la mise au point de ces sous-filières.

Tel quel, le programme correspond à un potentiel de moyens supérieur aux effectifs et crédits proposés par la Commission; un choix devra donc être fait parmi les différents sujets envisagés, choix qui s'opérera tout normalement avec l'aide du Comité Consultatif de Programme ad hoc.

Dès que par un mécanisme tel que celui décrit plus haut une concentration sur une variante unique sera obtenue,

un programme de recherches et de développement lié à cette unique variante devrait être défini en liaison avec le maître de l'oeuvre.

En attendant cette concentration, la proposition ci-jointe est celle qui correspond à la dispersion minima. Il serait toujours possible de la focaliser lorsqu'une concentration interviendrait.

En tout état de cause, au cas où d'autres variantes que celle retenue comme objectif communautaire viendraient à être poursuivies sur le plan national, le CCR serait en mesure de répondre à des demandes de prestations de recherches qui, dans ces conditions, donneraient lieu à rémunération.

VIII.2. Utilisation d'ESSOR

La disparition de la sous-filière ORGEL laisse le réacteur ESSOR avec une boucle utilisée par le projet CIRENE (CART), une boucle multicanaux réfrigérée à l'organique, dont l'achèvement est actuellement suspendu et le programme en cours de reconversion, et des emplacements susceptibles d'accueillir de une à trois boucles supplémentaires en fonction de leurs caractéristiques.

- le circuit CART : le projet CIRENE en prévoit l'utilisation jusqu'en 1975 ;
- le circuit MK-5 fait l'objet de propositions exposées dans le document ;
- les circuits supplémentaires. Lors des réunions tenues en avril 1968 et en septembre 1968 avec les organismes promoteurs de réacteurs à eau lourde, il était apparu que des circuits (décrits dans le document) seraient appréciés. Le réacteur est en effet particulièrement bien adapté pour recevoir de grandes boucles d'irradiation de combustible et de canaux.

Le programme pourrait être remanié à tout moment au cas où une concentration sur un objectif unique serait décidée.

VIII.3. Le programme pluriennal proposé pour le CCR comprend les travaux et études suivants :

A. Assistance technique eau lourde et direction du programme

A côté des tâches d'orientation et de gestion du programme d'ensemble, de secrétariat du comité consultatif des programmes de réacteur et de la coordination des travaux effectués par la Commission dans le domaine de réacteurs à eau lourde, on se propose de mener les études ci-après :

- nouveaux circuits expérimentaux du réacteur ESSOR : conception et dessin des nouveaux circuits en liaison avec les futurs utilisateurs; gestion de la construction au moyen des méthodes de planning de type PERT utilisées avec succès lors de la construction du réacteur lui-même;
- irradiation dans ESSOR : en liaison avec les futurs utilisateurs, préparation théorique des irradiations, calcul des performances thermohydrauliques et neutroniques en fonction des possibilités du réacteur, prévision des réglages et du pilotage des expériences en fonction des possibilités des circuits, support pour l'analyse et l'interprétation des mesures pendant l'épreuve et pour celles des résultats après irradiation; mise au point de codes spécifiques aux irradiations dans ESSOR, analogues à ESPER et THESEE;
- études conceptuelles; évaluation de perspectives et optimisation dans le domaine des réacteurs à eau lourde, en particulier : recyclage du plutonium et utilisation du thorium dans les réacteurs en projet, analyse des cycles de combustible en combinant les aspects physiques et thermohydrauliques (code REFLOS, etc.);
- assistance à des projets en cours d'étude dans la communauté en liaison étroite avec les organismes promoteurs;
- recueil de données générales concernant les réacteurs à eau lourde.

B. Complexe ESSOR

Il est proposé d'utiliser le réacteur ESSOR et les laboratoires chauds associés comme instruments des actions ci-après :

a) Programme CIRENE ; refroidissement à l'eau légère bouillante :

A la demande du CNEN la boucle CART, déjà opérationnelle, sera utilisée pour l'irradiation des éléments combustibles du programme CIRENE ; ces éléments sont constitués de grappes de crayons d'oxyde d'uranium gainés en zircaloy-2 ; parmi les objectifs de ce programme on peut citer l'étude du comportement en pile de gaines minces destinées à s'appuyer par fluage sur le combustible et l'étude du comportement de la grappe (vibrations, fretting, corrosion, etc...). Les examens post-irradiatoires seront effectués dans le complexe ESSOR. Le projet CIRENE prévoit l'utilisation de CART jusqu'en 1975.

b) Refroidissement par eau lourde pressurisée

Au-delà de la construction de têtes de filière (300 à 750 MWe) le développement industriel de la filière refroidie par l'eau lourde - qu'il s'agisse de la variante à caisson ou de la variante à tubes de force - demandera des modifications et améliorations par rapport à ces premières réalisations. Pour assurer le dynamisme de croissance de la filière, il faut en effet mettre au point des systèmes plus sûrs ou plus perfectionnés.

En ce qui concerne les éléments combustibles, les travaux porteront sur les points suivants :

- meilleure connaissance du comportement en pile des éléments combustibles ;
- amélioration de la conception d'ensemble (allègement des structures, emploi de matériaux moins absorbants) ;
- augmentation des performances (recherche des limites d'emploi des crayons combustibles, cellules de grand diamètre) ;
- réduction des marges d'incertitude (essais à tendance statistique).

En ce qui concerne les canaux, les travaux seraient centrés sur le fluage en pile des tubes de pression. Pour ce faire,

il est proposé d'installer dans le réacteur ESSOR deux boucles à eau sous pression. Suivant les besoins, ces boucles pourraient avoir de 1 à 3 canaux dont les diamètres utiles pourraient être portés au-delà de 100 mm.

A noter que l'utilisation de tels circuits pourrait être étendue aux programmes de développement des réacteurs à eau légère ; un intérêt dans ce sens, avait été manifesté lors des discussions du groupe "ad hoc" composé de représentants des promoteurs de réacteurs à eau lourde réunis à Ispra les 3 et 4 septembre 1968, et une confirmation a été apportée lors de la réunion du 6 mars 1969.

c) Divers

Suite à la réunion du 6 mars 1969, tenue à Ispra, consacrée aux perspectives d'utilisation d'ESSOR et, plus particulièrement, aux possibilités de reconversion du programme du circuit MK-5 à refroidissement organique, il a été convenu, que les industriels feraient parvenir à la Commission des propositions d'irradiations à effectuer dans ce circuit. Dans cette attente, les travaux d'achèvement de l'installation sont actuellement suspendus.

Jusqu'à présent (15.4.1969) seules les Sociétés ACEC, Belgonucléaire et Montedison, ont exprimé leurs souhaits, ceux-ci concernent l'irradiation de crayons pour réacteurs à eau légère et d'aiguilles pour réacteurs rapides pour la première ; de crayons pour réacteurs à eau légère pour la seconde et de crayons pour réacteurs modérés et refroidis par l'organique pour la troisième.

Les essais porteront uniquement sur le comportement des crayons combustibles et se feront par le truchement d'un dispositif standard destiné au positionnement et au support des crayons dans les canaux. Ainsi, en visant exclusivement des irradiations de crayons, le volume des sections d'essai offert par un circuit multicanaux et la souplesse permise par le dispositif standard feraient du circuit MK-5 un outil pouvant être utilisé aussi bien pour les essais d'orientation que pour les études paramétriques et certains essais statistiques.

Il n'est évidemment pas possible de proposer un programme définitif pour cette installation tant que les réponses des autres organismes éventuellement intéressés ne seront pas parvenues, mais on

peut penser à une exploitation de 3 à 5 années sur la base de l'installation dans 4 sites du circuit MK-5 existant de canaux déjà préparés à cet effet.

C. Physique (durée : 3 à 5 ans)

. Etudes de blindage

- test des codes de calcul (removal-diffusion) (SABINE, MAC-RAD) par rapport à la maquette (maquette CIRENE à EURACOS) et mesures "in situ" ;
- élaboration d'un code MONTE-CARLO de blindage pour le calcul des courants de fuite des rayonnements (conduits et vides) ;
- service de blindage à l'intention de l'industrie. Utilisation de codes de blindage ; traitement de problèmes particuliers (par exemple : calcul des courants de fuite pour la boucle CIRENE ; profils des flux rapides dans le coeur ESSOR, etc!!!).

. Dynamique spatiale

- mise au point de codes à deux dimensions pour traiter la dynamique en fonction de l'espace, y compris les canaux ouverts pour les réacteurs pressurisés à refroidissement liquide et les canaux refroidis par brouillard pour les réacteurs à tubes de force ;
- mise au point d'une version (r, θ) pour l'étude par oscillations spatiales xénon ;
- essai de réalisation des versions à trois dimensions sur la base de méthodes nodales et de synthèse qui permettent un sérieux gain de temps-machine.

. Mise au point de méthodes de calcul de la physique du coeur

- perfectionnement des méthodes de référence pour le calcul des réseaux établi à Ispra (PINOCCHIO, HEROIC, PETARD) ; application à la vérification des approximations prises en considération dans les codes de conception (PLUTHARCO, PROCELLA, etc!..) ;
- Mise à jour systématique des bibliothèques nucléaires (notamment, en utilisant les classements ENDF/B) dans le cadre de l'activité de l'"Integral Nuclear Data Center" (INDAC) ;
- vérification continue des méthodes sur les résultats des expériences ECO (en particulier en ce qui concerne l'évaluation des paramètres des canaux en milieux hétérogènes)

. Recherches expérimentales sur le combustible irradié (durée : 1 an)

Détermination des valeurs en réactivité du combustible irradié (crayons uniques et grappes) par la méthode des oscillations dans ECO (6 mois); achat de combustible irradié à l'AECL. Analyse isotopique du combustible brûlé.

. Propriétés nucléaires du combustible UO_2-PuO_2 (durée : 10 mois)

Valeurs en réactivité de segments des grappes d' UO_2-PuO_2 (combustible type CIRENE) enrichi en Pu jusqu'à 2%. Mesures de l'indice spectral. Expériences sur ECO (5 mois) (en fonction de la température du canal).

. Coefficient de température de réactivité de canaux de plutonium (durée : 1 an)

Mesures de Laplacien (par la méthode de substitution), de la valeur en réactivité (par la méthode des oscillations) et de l'indice spectral (par activation).

Elément de combustible : crayon unique de Pu-U; réfrigérant : mélanges de H_2O-D_2O . Gamme de température : 20 à 250° C.

. Coefficient de vide d'éléments combustibles d' UO_2 en présence de réfrigérants H_2O et D_2O (durée : 8 mois)

Mesures de Laplacien par la méthode de substitution et mesures de paramètres détaillées par la méthode par activation, élément combustible à l'étude : grappe d' UO_2 à 19 crayons; réfrigérant : H_2O et D_2O . Ces déterminations seraient réalisées dans ECO.

. Coefficient de réactivité de température des éléments combustibles d' UO_2 en présence des réfrigérants H_2O et D_2O (durée : 8 mois)

Mesures de Laplacien dans l'installation ECO par la méthode de substitution et mesures de paramètres détaillés par la méthode par activation dans la gamme de température de 20 à environ 250°C (éléments combustibles MZFR)

D. Etude du cycle uranium-thorium

. Combustible de densité élevée - alliages de thorium métal (durée : 5 ans)

- Mise au point d'alliages métalliques d'U-Th à utiliser comme combustible dans les réacteurs D_2O à taux de conversion élevé (y com-

pris l'étude de la préparation et de la formation des alliages, le choix des adjonctions ternaires appropriées, l'étude des diagrammes de phases, les propriétés mécaniques, la résistance à la corrosion, la compatibilité avec les alliages de Zr, la diffusion des produits de fission, l'incidence du Pu sur les propriétés physiques);

- Essais d'irradiation (gonflement, libération des gaz de fission);
- Mise au point d'une méthode de traitement pyrométallurgique rapide pour les combustibles à base de thorium métal.

Appréciation des propriétés nucléaires des réseaux au thorium

(durée : 10 mois)

Mesures de Laplacien (méthode de substitution) dans ECO, valeurs en réactivité (méthode par oscillations) et paramètres détaillés des réseaux (méthode par activation). Eléments combustibles à l'étude : grappes d'UO₂-ThO₂ à 19 crayons, refroidissement à l'eau lourde et à l'eau légère, enrichissements divers en U-233 et U-235.

E. Etudes à l'appui de la conception de l'élément combustible

- adaptation de techniques de soudure diverses pour la soudure du bouchon terminal à la gaine du combustible (soudure par explosion, par impulsion magnétique, etc.);
- cyclage thermique, fatigue thermique et essais de flexion du gainage du combustible;
- conception et fabrication de barreaux : études conceptuelles en fonction des résultats obtenus par l'irradiation préliminaire en capsule; mise au point du coeur et de l'instrumentation du gainage approprié, par exemple :
 - réalisation du passage du bouchon
 - compatibilité combustible/gaine du thermocouple
 - choix du thermocouple
 - type de fixation;
- réalisation d'assemblages simples pour l'irradiation (par exemple dans les boucles DIRCE, KID ou ESSOR);
- conception, assemblage et essais des faisceaux : études portant notamment sur :
 - l'analyse des contraintes de sous-assemblages et d'assemblages dans les conditions de service (par exemple : fléchissement)

- les essais mécaniques : fluage
fatigue
usure entre le faisceau et le canal et
entre les barreaux;
- la construction de maquettes pour divers essais (par exemple :
de vibration et d'usure dans les boucles);
- la fabrication de faisceaux pour les essais d'irradiation;
- études hydrodynamiques sur des éléments combustibles, dans une boucle
à eau de laboratoire, maximum 80°C et 5 atm. (vibrations, chute de
pression, etc.);
- essais collectifs des faisceaux de combustible de la maquette en
grandeur réelle, montés dans un tube de force, exécutés dans des
boucles expérimentales (jusqu'à 50 atm.) pour étudier les vibra-
tions, l'usure et la corrosion sous frottement entre le tube de force
et les éléments combustibles, les grilles de soutien, les plaques
d'espacement ou les dispositifs de centrage;
- études de la corrosion sous cavitation et de l'usure à l'échelle
du laboratoire;
- travaux de recherche et de développement concernant les lubrifiants
solides et les couples auto-lubrifiants pour usage en pile;
- étude des dispositifs de centrage et de support en vue de réduire
les vibrations et l'usure des éléments combustibles et des tubes
de force (canaux verticaux et horizontaux);
- conception des grilles de support et des structures des faisceaux
de combustible en vue de faciliter la manutention du combustible.

Etude hors-pile de la dynamique du refroidissement par eau à deux phases
et dans le circuit primaire et les canaux de combustible parallèles

Etude des oscillations de pression et de débit dans les canaux paral-
lèles (élément combustible et modérateur) en liaison avec la caracté-
ristique de l'ensemble du circuit primaire (échangeurs de chaleur,
soupapes, pompes, etc.). Etude du comportement du système en régime
transitoire thermohydraulique (excursions de puissance et réduction du
débit du réfrigérant). Recherches théoriques à l'aide de modèles
mathématiques.

Le circuit primaire d'un réacteur autoprésurisé sera simulé dans une boucle par trois canaux parallèles chauffés indépendants (deux canaux pour la simulation des canaux de combustible avec faible production de vapeur, et un pour la simulation du modérateur). Grâce à cet arrangement, les instabilités produites dans le cœur du réacteur qui sont influencées par les autres composantes du circuit primaire (échangeur de chaleur, pompes, soupapes, condenseur, séparateur de vapeur, etc....) seraient étudiées. Le comportement thermohydraulique de l'ensemble du circuit primaire sera déterminé dans des conditions constantes de débit et de puissance calorifique ainsi qu'en régime transitoire.

Essais hydrauliques et de transfert de chaleur hors-pile d'assemblages d'éléments de combustible

Recherches sur les coefficients de transfert de chaleur dans des assemblages combustibles spéciaux :

- détermination du flux thermique local maximum admissible, de l'influence de la position des barreaux combustibles dans le canal de refroidissement, de la position des plaques d'espacement et de l'influence des parois non chauffées ainsi que de la distribution axiale et radiale non uniforme du flux thermique. On prévoit également des mesures de la chute de pression et du mélange transversal ;
- influence des instabilités d'ébullition sur le débit massique, la pression locale et la diminution correspondante des valeurs du flux thermique critique. Incidence des variations du débit massique et de la pression sur le flux thermique critique ;
- détermination de la marge de sécurité nécessaire entre le flux thermique maximal admissible et le flux thermique critique.

Une boucle à eau pressurisée et bouillante pour des pressions faibles et élevées, jusqu'à 250 bars ; puissance 2,7 MW, débit jusqu'à 100 m³/h est disponible pour l'ensemble de ces recherches.

F. Etudes liées aux canaux

Etude et développement de canaux de réacteur

Les travaux porteraient sur :

- les caractéristiques du tube de force et du tube de calandre;
- la conception et développement des joints entre le tube de force et ses prolongements et entre le tube de calandre et la cuve du réacteur (joints mécaniques et soudures par explosions);
- la conception et l'étude de différents types de joints étanches pouvant faire office de bouchons pour les canaux;
- l'étude de différents procédés de remplacement d'un canal de réacteur (cisailage et soudage à distance des tubes);
- l'élaboration de critères de construction et de contrôle des composantes de canaux semi-finis (tubes, joints, soudures);
- l'étude du comportement d'un canal prototype après essai dans des circuits expérimentaux;
- l'essai d'étanchéité et de manipulation à distance de bouchons de canal dans un circuit;
- l'étude de la résistance mécanique de canaux et de joints de tubes soumis aux sollicitations dynamiques et aux transitoires thermiques;
- le chargement et le déchargement de combustible des canaux du réacteur;
- l'essai du comportement mécanique du canal, des faisceaux de combustible et du grappin de la machine de manutention durant le chargement et le déchargement. Les essais peuvent être effectués sur un montage expérimental, simulant des conditions opératoires normales (eau à 200°C);
- l'étude et l'essai de systèmes aptes à assurer le raccordement de la machine de manutention du combustible au réacteur.

Irradiation de composants structurels du canal

Les travaux suivants sont envisagés :

Irradiation de tubes de force et de joints

- étude du comportement sous irradiation d'éprouvettes prélevées sur des tubes de force en alliages de zirconium (production industrielle) pour réacteurs refroidis à eau bouillante ou à eau lourde pressurisée;
- essais en pile de fluage et de dommages causés par fluage, effectués sur des tubes de force en alliages de zirconium, hydrurés

et non hydrurés. Conception et construction du dispositif d'essai pour l'irradiation (l'irradiation pourrait être effectuée dans le réacteur HFR);

- irradiation et essais post-irradiatoires de joints mécaniques et métallurgiques de tubes de force ou de tubes de calandre.

Essais collectifs de prototype de canal avec éléments de combustible

- construction de canaux et d'instrumentation prototypes pour le contrôle en pile des vibrations et de l'interaction entre le tube de force et les faisceaux de combustible. Instrumentation pour essais post-irradiatoires (métrologie, mesures d'étanchéité des joints, etc...);
- emploi dans le réacteur ESSOR de circuits d'eau ou de circuit existant de liquide organique, permettant d'opérer dans des conditions nominales de flux, de température et de débit.

G. Caractéristiques des matériaux en alliages de zirconium. Mesure de l'incidence de l'hydruration et/ou de l'irradiation sur les caractéristiques physiques et mécaniques des matériaux en alliages de zirconium

Les études seraient concentrées sur les alliages déjà développés tels que les zircaloy-2 et 4, les alliages Zr-Nb et éventuellement l'ozhennite.

Toutes les éprouvettes seront prélevées sur les matériaux industriels tels que tôles ou tubes.

Etudes hors-pile

- hydruration dans des conditions variables;
- mesure des caractéristiques mécaniques :
 - essais de traction,
 - essais de rupture,
 - essais de fluage;
- études de structure :
 - orientation et distribution de l'hydrure,
 - texture de la matrice,
 - germination et propagation de microfissures.

Essais en pile (fluage)

- préparation des éprouvettes et des sections d'essai;
- mesures en pile (vitesse de fluage) et comparaison avec mesures hors-pile;
- examen post-irradiatoire en cellules chaudes.

Essais de rupture en fonction de l'irradiation et/ou de l'hydruration (voir II.b)

- extension des résultats aux composants de réacteur.

H. Développement de barres de sécurité à liquides (durée : 2½ ans)

- Poursuite du développement en cours; études et essais d'une combinaison frein/bouchon; étude sur maquette d'une barre annulaire à haute prestation dynamique; étude d'un système de "tubes à bulle"; extension du système de barres agissant par gravité au cas d'une barre mixte réglage/sécurité;
- montage d'un circuit en pile dans ESSOR pour étudier les effets de l'irradiation sur le liquide et son circuit;
- calibration d'une barre dans ECO.

I. Composants de réacteur

Etudes hors-pile sur la séparation de vapeur et l'autopressurisation

Etude du rendement des différents séparateurs de vapeur (localisés derrière les éléments de combustible refroidis par eau deux-phases). Des études préliminaires sur modèle avec mélanges d'eau et de vapeur aux basses pressions sont prévues pour cette expérimentation. (Un premier type de générateur de vapeur est disponible; l'essai des séparateurs, en ce qui concerne les baisses de pression et de rendement dans des conditions opératoires similaires à celles du réacteur en pression, qualité de la vapeur, etc... exige la construction d'une installation expérimentale appropriée). L'installation existante pourrait également être utilisée pour l'étude de différents systèmes d'autopressurisation.

Essai de composantes du circuit hydraulique

- essai de composantes prototypes des circuits primaires (pompes, vannes, débitmètres, etc...) dans un circuit expérimental ;
- essai de composantes pour les systèmes intégrés à la cuve pressurisée en béton (pompes, vannes, etc...) ;
- étude et essai des joints mécaniques étanches pour pompes ;
- étude de la corrosion des différentes nuances d'acier dans l'eau, aux hautes vitesses (plus de 10 m/sec) et en eau-vapeur ;
- étude de la lubrification en régime turbulent (radiations, hautes températures, charges spécifiques élevées) :
 - lubrifiants solides,
 - lubrifiants gazeux,
 - lubrification turbulente.

Isolation thermique de la cuve de pression en béton précontraint

Conception et développement d'une isolation thermique :

- étude de structures cellulaires en vue de la conception d'une cellule d'isolation thermique de base destinée à l'isolation de la cuve en béton (cellules en tôles d'acier et matériaux d'isolation réfractaires) ;
- étude de problèmes de structure que posent les points de traversée des tubulures, conception de systèmes d'ancrage pour la structure d'isolation ;
- mesure des caractéristiques thermiques des matériaux et structures d'isolation.

Etude expérimentale du comportement mécanique des panneaux isolants

- essais en vue de l'étude du comportement des structures isolantes soumises au cycle thermique (notamment aux points de traversée des tubulures) ;
- étude des déformations et des vibrations de la structure isolante, dans des conditions opératoires normales et de cyclage de la pression (dépressurisation accidentelle).

J. Analyse des contraintes et essai des matériaux

Analyse théorique des contraintes et vérification des calculs

- ajustement et emploi de codes-machines digitaux, en vue d'étudier les contraintes et les déformations des structures du réacteur soumises à des sollicitations statiques et dynamiques (canaux du réacteur, structures métalliques pour réacteurs bouillants refroidis à l'eau lourde, cuve de pression en béton précontraint) ;
- analyse sur modèles des contraintes et des tensions. Vérification des calculs des contraintes par les techniques de la photo-élasticité, des vernis craquelants, des jauges de contrainte et par la méthode de Moiré. Différentes composantes des éléments de combustible, cuves de réacteur et autres composantes mécaniques.

Essais des matériaux

- essais non destructifs : métrologie, examen aux ultra-sons et rayons-X, holographie des tubes de force, soudures, joints, éléments de combustible;
- analyse des résultats des essais de matériaux (notamment les alliages de zirconium) : essais de traction, essais Charpy V, fluage et dommages dus au fluage, résistance à la rupture et propagation des fissures, dans le but d'établir des critères de conception (voir fiche "Matériaux en alliages de zirconium") ;
- essais de structures et de composantes (sollicitations statiques):
 - essais de fatigue thermique des structures (étude de l'évolution des déformances par la méthode Moiré) ;
 - essais de cyclage thermique et mécanique (soudures, joints, éléments de combustible) ;
 - étude des cuves de pression en béton précontraint (mesures effectuées à l'aide de jauges de contrainte et par la méthode des vernis craquelants ... ;
- essais de structures et de composantes (sollicitations dynamiques):
 - essais de structures métalliques pour les réacteurs bouillants refroidis par eau lourde ;
 - étude du comportement d'une cuve de pression en béton précontraint,
 - essais en vue du comportement des matériaux soumis à de fortes tensions.

K. Sécurité

Sécurité des canaux du réacteur :

- incidence, sur le tube de calandre, de la rupture d'un tube de force;
- incidence d'une rupture de canal sur les canaux avoisinants (notamment en ce qui concerne le refroidissement des canaux endommagés), sur la cuve du réacteur, sur la structure du coeur et sur le mécanisme de commande du réacteur;
- étude d'un système de refroidissement d'urgence;
- recherches théoriques et expérimentales sur la fusion des éléments de combustible;
- évaluation de la longueur critique de fissuration du tube de force, dans des conditions de fonctionnement normales.

Sécurité du circuit hydraulique :

- détermination de l'incidence thermique et mécanique d'une rupture du circuit primaire de refroidissement, en fonction de l'ordre de grandeur de la rupture et de sa localisation;
- étude et développement de moyens destinés à limiter les conséquences d'une rupture du circuit de refroidissement primaire;
- ajustement des méthodes de calcul en vue de déterminer la distribution, dans l'espace et dans le temps, des contraintes dans un circuit et, partant d'éventuels points faibles, d'améliorer la conception du circuit.

Détection des débuts d'avaries :

- analyse du bruit et détection des vibrations;
- détection par émission acoustique de la propagation des fissures et de l'usure;
- conception d'essais globaux à réaliser périodiquement durant la vie du réacteur.

Fiabilité

- études de fiabilité à l'aide de codes-machines existants ou à développer, des composantes et systèmes d'un réacteur, basées sur les données obtenues à partir d'essais effectués sur des circuits hydrauliques ou sur d'autres sections expérimentales;

- fiabilité des structures :

analyse basée sur les données disponibles obtenues à partir :

- . d'essais statiques et dynamiques sur des matériaux fragilisés sous irradiation, par hydruration ou par corrosion;
- . d'essais particuliers sur éprouvettes soudées;

afin de déterminer la fiabilité des structures affaiblies par des soudures ou par la fragilisation de matériaux.

Etudes hors pile sur la convection naturelle dans les éléments de combustible et dans le circuit primaire pour le refroidissement d'urgence

Une étude est proposée sur les cas de réduction accidentelle de l'écoulement (défaillance des pompes, etc...), avec refroidissement d'urgence des éléments de combustible par **convection naturelle**, avec et sans ébullition. Le refroidissement d'urgence sera strictement fonction des caractéristiques du circuit primaire.

Etude de la défaillance des zones de refroidissement par convection forcée, dans des conditions thermiques et hydrauliques totalement différentes du coeur du réacteur. Ces conditions sont influencées par la génération de vapeur, à la fois dans les canaux de combustible et dans le modérateur. Ce comportement et la convection naturelle qui en résulte (écoulement à une phase ou à deux phases) seront étudiés dans des conditions variables de pression, d'alimentation en chaleur et de refroidissement. En outre, l'étude portera sur l'incidence du nombre de Grashoff et Prandtl (variante avec la pression et la température du système). Un circuit est disponible.

Analyse des accidents liés à la vidange du réfrigérant

Etude de l'éjection de réfrigérant hors des canaux, circuits ou cuves, due à la dépressurisation dudit réfrigérant consécutive à une rupture de tube ou de cuve, ou à un réchauffement découlant d'une excursion de puissance accidentelle. Etude des variations de la densité, de la pression et de la vitesse d'écoulement du réfrigérant, dues à l'éjection. Recherches sur la variation de la densité moyenne du réfrigérant dans le temps et dans l'espace, en fonction du sous-refroidissement à l'entrée, de la qualité de la vapeur à la

sortie, de la pression de la cuve, par la mesure de la distribution de pression dans l'espace et dans le temps, du moment de l'écoulement du jet libre deux phases et de la variation du débit-masse à l'entrée de la section d'essai. Un circuit d'éjection est disponible.

Production d'eau lourde

Examen de la teneur en deutérium de différentes sources (eau, gaz naturel).

Evaluation de l'économie de techniques nouvelles, telles que l'absorption chromatographique, l'emploi d'eau de mer dessalée (teneur plus élevée en deutérium).

Développement d'un procédé nouveau.

*
* *

IX. Moyens prévus pour l'exécution du programme

Comme il a été indiqué plus haut, les moyens prévus par la Commission ne permettront pas d'exécuter l'ensemble des travaux énumérés dans le chapitre précédent au cours de la période 1970-74. Les choix seront effectués en fonction des priorités et de l'orientation des choix sur le concept de réacteur qui aura été retenu pour la construction d'une tête de filière.

Dans cet esprit, les moyens suivants sont prévus :

- Action directe :
- 300 agents comprenant les effectifs pour l'exploitation du complexe ESSOR ;
 - 163 agents pour la recherche en laboratoire ;
 - 25 agents pour la direction technique du programme.

*
** **

- 35 Muc pour l'exploitation d'ESSOR, personnel compris
- 4 Muc pour de nouvelles boucles ;
- 13,2 Muc pour les recherches en laboratoire ;
- 1,7 Muc pour l'équipe de direction.

Action indirecte: 2 Muc pour le financement de travaux et études spécifiques qui devraient par leur nature être confiés à l'industrie ou organismes spécialisés de la Communauté.

PRODUCTION D'EAU LOURDE

La production industrielle de l'eau lourde peut se faire actuellement soit suivant le procédé basé sur l'échange isotopique H_2O/H_2S (appelé procédé H_2S ou GS), soit suivant le procédé basé sur l'échange isotopique NH_3/H_2 (appelé procédé à l'ammoniac).

Le premier procédé (H_2S) utilise l'eau comme matière première, le deuxième les gaz de synthèse de l'ammoniac qui proviennent eux-mêmes du gaz de coekerie, du naphte ou du méthane.

Le procédé H_2S a été développé essentiellement aux USA et au Canada. C'est suivant ce procédé qu'ont été construites en 1952-53 les usines de Dana et Savannah River (chacune d'une capacité de l'ordre de 450 t/an répartie en trois unités identiques) aux USA, qu'on construit actuellement celles de Glace Bay et de Point Tupper et qu'on construira celle de BRUCE. Son état de développement technologique est concrétisé par une installation d'une capacité unitaire de 400 t/an qui représente actuellement un palier technologique. On ne peut espérer -toutes choses égales par ailleurs- encore abaisser le coût de l'eau lourde en utilisant cette technique.

Le procédé à l'ammoniac a été développé essentiellement en France et en Allemagne, quoique diverses études aient été faites en Italie et que, tout dernièrement, le Canada semble s'y intéresser également. La seule installation semi-industrielle de ce type qui soit actuellement en fonctionnement est celle de Mazingarbe (Houillères du Bassin du Nord et du Pas-de-Calais). D'une capacité de 20 t/an, cette installation fonctionne depuis 1967. A ce jour, il est possible de concevoir et de réaliser des usines d'une capacité de 50 à 150 t/an. Cette gamme de capacité correspond aux possibilités actuelles d'approvisionnement en gaz de synthèse (la production de l'eau lourde, considérée comme sous-produit, varie de 50 à 70 t/an pour une production d'ammoniac de 1.000 t/jour). On a repris au tableau I la liste des principales usines d'ammoniac ayant une capacité d'au moins 1.000 t/j.

Les brevets couvrant le procédé H_2S sont, dans leur quasi-totalité, aux mains d'organismes américains ou canadiens ; ceux relatifs au procédé basé sur l'ammoniac sont essentiellement détenus par des organismes français et allemands.

Les perspectives économiques de ces deux procédés semblent comparables, avec un léger avantage pour le procédé à l'ammoniac dans les conditions européennes. En effet, des études faites en Allemagne et en France montrent que le coût de l'eau lourde produite par une usine de 50 à 150 t/an basée sur le procédé à l'ammoniac, pourrait être comparable à celui de l'eau lourde produite par une usine de 400 t/an basée sur le procédé de H_2S .

Le procédé à l'ammoniac a l'avantage sur le procédé H_2S de se prêter à une dispersion géographique, ce qui permet d'atteindre une plus grande sécurité d'approvisionnement et de tirer un meilleur profit de conditions économiques locales éventuellement plus favorables ; il permet également d'échelonner dans le temps les investissements nécessaires.

T A B L E A U I

PRINCIPALES INSTALLATIONS DE PRODUCTION D'AMMONIAC EN FONCTIONNEMENT OU EN CONSTRUCTION

DANS LA COMMUNAUTE EUROPEENNE

| Pays | Entreprises | Implantation | Capacités tonnes/an en 1966 | Capacités supplémentaires achevées ou en construction en 1968 | Capacités supplémentaires prévues en 1970 | Mise en marche | Capacités tot. disp. en 1970 | Produits d'alimentation |
|------|---------------------------------|--------------|-----------------------------|---|---|----------------|------------------------------|-------------------------|
| R.F. | BASF | Ludwigshafen | 600.000 c) | 300.000 t/an=1.100 t/j | 1970 | 900.000 | gaz naturel NL | |
| R.F. | ERDÖLCHEMIE | Dormagen | 247.000 d) | 247.000 t/an= 880 t/j a) | 1969 | 494.000 | naphte | |
| R.F. | RUHR-STICKSTOFF | Groupement | (950.000)d) | | | 1000.000 | | |
| R.F. | U.K. WESSELING | Wesseling | 407.000 d) | | | 407.000 | | |
| F. | AZOLACQ | Toulouse | 300.000 c) | 270.000 t/an= 750 t/j | 1970 | 570.000 | gaz naturel | |
| F. | HOUILLERES DU NORD | Mazingarbe | 280.000 c) | 300.000 t/an=1.150 t/j | 1970 | 580.000 | gaz naturel+ gaz de fours | |
| F. | L'AMMONIAC SARRO-LOR. | Carling | | 272.000 t/an=1.000 t/j d) | 1970 | | gaz naturel+ gaz de fours | |
| F. | Sté AMM.GR.QUEVILLY | Gr. Quevilly | | 330.000 t/an=1.000 t/j de) | 1968 | | naphte | |
| F. | Sté NORM.DE L'AZOTE | Gonfreville | | 330.000 t/an=1.000 t/j de) | 1969 | | naphte | |
| F. | Sté DES ENGRAIS ILE D.F. Nangis | Nangis | | 330.000 t/an=1.000 t/j d) | 1970 | | naphte | |
| F. | UGINE-KUHLMANN | Feyzin | 200.000 c) | 272.000 t/an=1.000 t/j d) | projet | | naphte | |
| F. | EMC | Ottmarsheim | | =1.000 t/j | projet | | gaz naturel NL | |

a) Kellogg/London

c) ref. Chemie-europ avril 1968

d) World Atlas Fertilizer 1967

e) Sté Heurte

| I. | MONTEDISON | Porto-Marghera | (400.000) | c) | 450.000 t/an=1.150 t/j | 1969 | 522.000 | coke et naphte et méthane |
|------|-----------------------|---------------------|-----------|----|---------------------------|------|---------|--|
| I. | SINGAT | Priolo | (110.000) | c) | 239.000 t/an=1.000 t/j | 1968 | 349.000 | gaz naturel |
| I. | ANIC-SPA | Manfredonia Apullia | | | 330.000 t/an=1,000 t/j | 1969 | 530.000 | 400 mio m ³ /an gaz naturel |
| I. | ANIC-SPA | Ravenna | (247.000) | c) | =1.375 t/j | 1967 | 412.000 | naphte |
| N.L. | AMMONIAK UNIE | Pernis | 90.000 | | 300.000 t/an= 907 t/j a) | 1967 | 500.000 | gaz naturel NL |
| N.L. | ESSO CHEMIE | Rotterdam | | | 450.000 t/an=1.000 t/j | 1968 | 450.000 | gaz naturel NL |
| N.L. | NEDERL. STIKSTOF MIJ. | Sluiskil | 340.000 | c) | 450.000 t/an=1.000 t/j | 1970 | 790.000 | 500 mio m ³ /an gaz naturelNL |
| N.L. | STAATSMIJNEN | Geleen | 350.000 | d) | 450.000 t/an=1.000 t/j b) | 1971 | 800.000 | gaz naturel NL |
| B. | sté CARBON-CHIMIQUE | Tertre | (150.000) | c) | 330.000 t/an=1.000 t/j | 1968 | 380.000 | gaz naturel NL |

- a) Kellog / London
- b) Bechtel/London/New-York
- c) ref. Chemie-europ avril 1968
- d) World Atlas Fertilizer 1967