

CEA-R-4610 - NAUDET Gilbert, PAILLOT Henri, CHARPENTIER Jean-Pierre
MODELE DE SIMULATION DU DEVELOPPEMENT DE L'INDUSTRIE NUCLEO-ELECTRIQUE

Sommaire.- Le modèle de simulation présenté ici décrit le développement à long terme d'un parc électronucléaire suivant des hypothèses quelconques de puissance installée et de partage entre filières. Il est séquentiel et traduit d'aussi près que possible la réalité du fonctionnement des réacteurs dans leurs différentes phases et du déroulement des divers processus industriels du cycle de combustible. Pour chaque schéma proposé, il détermine en date et en nombre l'installation des réacteurs de chaque filière, leurs besoins et leurs disponibilités en combustibles nucléaires, et surtout il permet d'analyser l'interdépendance des filières; notamment, il évalue de façon exacte, la pénétration des surrégénérateurs compte tenu des quantités de plutonium produites par les autres réacteurs du parc national ou achetées sur le marché mondial. Le modèle est appliqué, à titre d'illustration, aux diverses hypothèses de développement de l'énergie nucléaire en France retenues par la Commission Consultative PEON en avril 1973.

1974

39 p.

Commissariat à l'Energie Atomique - France

CEA-R-4610 - NAUDET Gilbert, PAILLOT Henri, CHARPENTIER Jean-Pierre
NUCLEO-ELECTRIC INDUSTRY DEVELOPMENT SIMULATION MODEL

Summary.- The simulation model described in this paper gives the long term development of nuclear power generation plants under any assumptions of installed capacity and mix of reactor types. The model is sequential; it expresses as closely as possible the reactor operation in its various stages and the various industrial processes of nuclear fuel cycle. For every proposed development scheme, it fixes the installation date and the number of the reactors in every type and the corresponding nuclear fuel demand and supply. The main feature is that it gives valuable information for the analysis of the interactions between reactor type programs. Especially, it exactly evaluates the introduction of fast breeder reactors according to the amount of plutonium produced by other national reactors or bought on the international market. The various assumptions of french nuclear energy development which had been made by PEON Commission in April 1973 has been taken into account in the application of the model we exhibit for illustrative purpose.

1974

39 p.

Commissariat à l'Energie Atomique - France

COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE

F.10

**MODELE DE SIMULATION DU DEVELOPPEMENT
DE L'INDUSTRIE NUCLEO-ELECTRIQUE**

par

*Gilbert NAUDET, Henri PAILLOT,
Jean-Pierre CHARPENTIER*

Commissariat à l'Énergie Atomique

**ÉTUDES
ÉCONOMIQUES**

Rapport CEA-R-4610

SEPTEMBRE 1974

Da

SERVICE DE DOCUMENTATION

C.E.N. - SACLAY B.P. n° 2, 91 190 - GIF-sur-YVETTE - France

- Rapport CEA-R-4610 -

Commissariat à l'Energie Atomique
Département des Programmes

MODELE DE SIMULATION DU DEVELOPPEMENT
DE L'INDUSTRIE NUCLEO-ELECTRIQUE

par Gilbert NAUDET, Henri PAILLOT, Jean-Pierre CHARPENTIER

APPLICATION A DIVERSES HYPOTHESES DE DEVELOPPEMENT
DE L'ENERGIE NUCLEAIRE EN FRANCE

avec la collaboration de J. PEIX et L. TODISCO
(Direction des Productions)

- Septembre 1974 -

LISTE DES RAPPORTS ECONOMIQUES DEJA PARUS :

Rapport CEA-R-2325	CALCUL DES IMMOBILISATIONS FINANCIERES DES CYCLES DE COMBUSTIBLE	CALCULATION OF THE WORKING CAPITAL INVESTED IN FUEL CYCLES AND ITS INTEREST CHARGES	J. GAUSSENS	Novembre 1963
Rapport CEA-R-2458	RECHERCHE D'UNE POLITIQUE DE GESTION DU COMBUSTIBLE D'UNE PILE FISSILE	CALCULATION OF AN OPTIMUM FUEL POLICY FOR A POOL TYPE RESEARCH REACTOR	Dpt des Programmes	Mai 1964
Rapport CEA-R-2541	ETUDE ECONOMIQUE DU SITE DE MARCOULE	AN ECONOMIC STUDY OF THE SITE OF MARCOULE	H. DUPRAT	Août 1964
Rapport CEA-R-2642 Genève 64 Conf. 28/P/98	LONG TERM PROSPECTS OF COSTS OF URANIUM PROCESSING COSTS, OPTIMUM PLANT SIZES AND SITES	LONG TERM PROSPECTS OF IRADIATED FUELS AND MAINTENANCE COSTS OF A CHEMICAL TREATMENT	L. THIRIET C. OGIER P. de MADRAS	Août 1964
Rapport CEA-R-2646 Genève 64 Conf. 28/P/91	ETUDE SUR LA PRODUCTION D'EAU LOURDE EN FRANCE	STUDY OF THE PRODUCTION OF HEAVY WATER IN FRANCE	B. LEFRANÇOIS J.M. LERAT E. KOTH	Août 1964
Rapport CEA-R-2648 Genève 64 Conf. 28/P/89	ENSEIGNEMENTS TIRES DES ETUDES ET REALISATIONS FRANCAISES RELATIVES A LA SEPARATION DES ISOTOPES DE L'URANIUM	DEDUCTIONS BASED ON STUDIES OF URANIUM ISOTOPE SEPARATION AND FRENCH ACHIEVEMENTS IN THIS FIELD	C. FRAJAQUES R. GALLEY	Août 1964
Rapport CEA-R-2649 Genève 64 Conf. 28/P/64	COUT DE TRANSPORT DES COMBUSTIBLES IRADIES ET COUT D'INTERETES D'UNE USINE DE TRAITEMENT CHIMIQUE DES COMBUSTIBLES IRADIES	COST OF TRANSPORTING IRADIATED FUELS AND MAINTENANCE COSTS OF A CHEMICAL TREATMENT	Y. SOUSSILLER	Août 1964
Rapport CEA-R-2685 Genève 64 Conf. 28/P/46	ASPECT ECONOMIQUE DES REACTEURS PRODUISANT DE L'ELECTRICITE ET DE LA CHALEUR INDUSTRIELLE	ECONOMIC ASPECTS OF ELECTRICITY AND INDUSTRIAL HEAT GENERATING REACTORS	J. GAUSSENS H. MOULLE J. DUTHIEL J. ALBERT	Août 1964
Rapport CEA-R-2688 Genève 64 Conf. 28/P/41	LA FILIERE DES REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES EN FRANCE	THE FAST NEUTRON REACTOR SERIES IN FRANCE	L. THIRIET J. GAUSSENS B. PASQUIER	Août 1964
Rapport CEA-R-2692 Genève 64 Conf. 28/P/37	QUELQUES ASPECTS ECONOMIQUES DE LA FILIERE URANIUM NATUREL - GRAPHITE-GAZ	SOME ECONOMIC ASPECTS OF NATURAL URANIUM GRAPHITE GAS REACTOR TYPES	J. GAUSSENS P. FANDRY B. LEO	Août 1964
Rapport CEA-R-2705	ETUDE DES VALEURS ET DES PRIX DU PLUTONIUM A LONG TERME - UN MODELE DE PARAMETRE SIMPLIFIE	STUDY OF THE LONG TERM VALUES AND PRICES OF PLUTONIUM - A SIMPLIFIED PARAMETRISED MODEL	J. GAUSSENS H. PAILLOT	Mai 1965
Rapport CEA-R-2866	OPTIMISATION DES CYCLES DE COMBUSTIBLES : VALEUR MARGINALE DES PERTES	FUEL CYCLE OPTIMISATION : MARGINAL VALUES OF LOSSES	J. GAUSSENS B. de LASTEVILLE J. ROUMER	Août 1965
Rapport CEA-R-2937	COUTS D'INVESTISSEMENT ET D'EXPLOITATION DES USINES DE RETRAITEMENT DE L'URANIUM	CAPITAL AND RUNNING COSTS OF PLANTS FOR REPROCESSING OF IRADIATED NATURAL URANIUM	L. THIRIET C. URANNOUD J. GOURTE J. DUBOZ D. OGER	Janvier 1966
Rapport CEA-R-3022	MODELE MATHÉMATIQUE DU COUT DE TRANSPORT MARITIME - APPLICATION A LA COMPETITIVITE DU NAVIRE NUCLEAIRE	A MATHEMATICAL MODEL FOR COST OF CARRIAGE BY SEA - APPLICATION TO COMPETITIVENESS OF NUCLEAR SHIPS	C. DOUVAL	Mai 1966
Rapport CEA-R-3072	LE DIMENSIONNEMENT OPTIMUM DES INSTALLATIONS DE PRODUCTION MIXTE D'EAU DESALIEE ET D'ELECTRICITE FAISANT INTERVENIR L'ENERGIE NUCLEAIRE	CHOICE OF OPTIMUM SIZE OF INSTALLATIONS FOR MIXED PRODUCTION OF DESALINATED WATER AND ELECTRICITY USING NUCLEAR POWER	J. GAUSSENS	Septembre 1966
Rapport CEA-R-3155	PROBLEMES DE TARIFICATION DE L'EAU DOUCE OBTENUE A PARTIR D'UNE INSTALLATION DE DESALINATION D'EAU DE MER	PROBLEMS OF PRICING FRESH WATER OBTAINED FROM A SEA WATER DESALINATION PLANT	J. GAUSSENS	Juillet 1967
Rapport CEA-R-3164	TAILLES ET LOCALISATIONS OPTIMALES DES USINES DE RETRAITEMENT DES COMBUSTIBLES NUCLEAIRES	OPTIMAL SIZES AND SITING OF NUCLEAR FUEL REPROCESSING PLANTS	L. THIRIET	Août 1967
Rapport CEA-R-3449	PROBLEMES TECHNIQUES ET ECONOMIQUES LIES AU DEVELOPPEMENT DES METHODES DE TRAITEMENT ET D'UTILISATION DES DECHETS RADIOACTIFS	TECHNICAL AND ECONOMIC PROBLEMS RELATED TO THE DEVELOPMENT OF RADIOACTIVE WASTE PROCESSING AND UTILISATION TECHNIQUES	L. THIRIET J. SAUTERON C. OGER	Février 1968
Rapport CEA-R-3518	APERÇU SUR LE MARCHÉ DE L'EAU DESALIEE EN FRANCE POUR DE PETITES UNITES	REVIEW OF THE DESALINATED WATER MARKET IN FRANCE FOR SMALL UNITS	F. DUTHIEL M. HALSBERG	Mai 1969
Rapport CEA-R-3836	LES CONDITIONS DE CONCURRENCE ENTRE LA PRODUCTION D'EAU PAR DESALINATION ET LES RESSOURCES NATURELLES	CONDITIONS OF COMPETITION BETWEEN THE PRODUCTION OF WATER BY DESALINATION AND NATURAL RESOURCES	J. GAUSSENS	Juin 1969
Rapport CEA-R-3837	FACTEURS ET INCERTITUDES DE LA RENTABILITE DU SECOURS A L'ENERGIE NUCLEAIRE DANS LE DESALINEMENT DE L'EAU	FACTORS AND UNCERTAINTIES IN THE PROFITABILITY OF USING NUCLEAR ENERGY IN DESALINATION OF WATER	L. THIRIET P. LÉVRY	Juin 1969
Rapport CEA-R-4019	INFLUENCE SUR LA STRUCTURE DES PROGRAMMES NUCLEAIRES ET LES SERIES DE CYCLES DE COMBUSTIBLE DE LA CAPACITE D'INSTALLATION DES REACTEURS A NEUTRONS THERMIQUES	EFFECTS OF THE RATE OF THERMAL REACTORS CONSTRUCTION ON THE NUCLEAR PROGRAM STRUCTURE	J. GAUSSENS H. PAILLOT	Juillet 1970
Rapport CEA-R-4075	ECONOMIE COMPAREE DU RETRAITEMENT PAR VOIES SECHES ET HUMIDES DANS LE CADRE DU CYCLE DE COMBUSTIBLES DES REACTEURS SUPERCRITIQUES	METHOD FOR A LONG TERM ECONOMIC COMPARISON OF WET AND DRY REPROCESSING AS A PART OF THE FUEL CYCLE OF REACTOR	L. THIRIET	Septembre 1970
Rapport CEA-R-4191	ESSAI D'ANALYSE THEORIQUE ET PRATIQUE DE LA SECURITE DANS LE DOMAINE DE L'ENERGIE	A THEORETICAL AND PRACTICAL ANALYSIS OF SAFETY CONSIDERATIONS IN POWER INDUSTRIES	M. POTIER H. COMANTINI R. BONNET	Août 1971
Rapport CEA-R-4247	UN MODELE D'UTILISATION DE LA METHODE DELPHI: PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT DE COEURS ARTIFICIELS	A DELPHI TECHNIQUE APPLICATION MODEL - THE DEVELOPMENT POSSIBILITIES OF ARTIFICIAL HEARTS	J.-C. BERLAN F. MORIZE R. de VESNELLOU R. VIAL	Novembre 1971
Rapport CEA-R-4438	UNE NOUVELLE METHODE DE QUANTIFICATION DE LA VALEUR DES INNOVATIONS	A NEW METHOD FOR QUANTIFYING THE VALUE OF INNOVATIONS	L. THIRIET	Février 1973
Rapport CEA-R-4561	ESSAI DE PROSPECTIVE DU SYSTEME DE L'ENERGIE NUCLEAIRE DANS SON CONTEXTE SOCIAL	AN ATTEMPT AT FORECASTING NUCLEAR ENERGY SYSTEMS WITH THEIR SOCIAL CONTEXT	J.-C. DUPERRIN M. OZDET	Juillet 1973
Rapport CEA-R-	MODELE DE SIMULATION DU DEVELOPPEMENT DE L'INDUSTRIE NUCLEO-ELECTRIQUE	SIMULATION MODEL OF ELECTRO-NUCLEAR INDUSTRY DEVELOPMENT	G. MAUDY H. PAILLOT J.-P. CHARPENTIER	

LISTE DES RAPPORTS ECONOMIQUES A PARAITRE :

EXTENSION DE LA PROGRAMMATION DYNAMIQUE A DES PROCESSUS NON SEQUENTIELS : APPLICATION AU DIMENSIONNEMENT OPTIMAL DES INVESTISSEMENTS

ANALYSE METHODOLOGIQUE DES PRIX ET DES COUTS DE L'ENERGIE

EXTENSION OF DYNAMIC PROGRAMMING TO NON SEQUENTIAL PROCESSES : AN APPLICATION TO PLANT OPTIMAL SIZING

METHODOLOGICAL ANALYSIS OF ENERGY PRICES AND COSTS

R. BOURCIEIS
R. BONNET

A V A N T - P R O P O S

Un certain nombre de modèles économétriques de prévisions ont été élaborés jusqu'ici au C.E.A., utilisant notamment la programmation linéaire, la programmation dynamique et le principe du maximum. Ces méthodes de recherche opérationnelle ont permis d'identifier avec une rassurante rigueur mathématique, des solutions optimales aux problèmes posés et d'examiner la sensibilité de ces solutions aux paramètres retenus. Ces optimums n'ont toutefois, le plus souvent, de signification que dans la mesure où les données utilisées ne sont pas susceptibles de varier dans un domaine trop étendu et surtout si, le nombre de paramètres à prendre en compte, ne risque pas de subir des variations assez importantes. La solution retenue consiste alors habituellement à construire des modèles de simulation, moins ambitieux du point de vue théorique, mais plus proches de la réalité physique et économique.

Cette situation se présente lorsque l'on examine l'économie des matières fissiles dans le contexte de programmes d'énergie nucléaire en expansion. Le développement prévisible de la filière à eau ordinaire en France et dans le monde rendra, en effet, disponibles, des quantités massives de plutonium d'ici la fin du siècle. Le problème de l'exploitation optimale du "gisement de plutonium" ainsi constitué se posera selon des options très diversifiées. Faut-il recycler le plutonium dans les réacteurs à eau ordinaire ou le conserver pour l'utiliser ultérieurement dans les réacteurs surrégénérateurs ? Quelle serait l'incidence de l'introduction de la filière H.T.R. dans les variantes à uranium légèrement enrichi ?

Le modèle de simulation présenté par MM. NAUDET, PAILLOT et CHARPENTIER dans ce rapport économique C.E.A., a pour but de mettre en évidence, dans le contexte français, les tendances lourdes possibles pour le développement des diverses filières et les problèmes qui en résultent pour l'approvisionnement en matières fissiles. Au-delà de ce modèle de simulation, en quelque sorte physique, de l'économie des matières fissiles, un modèle de calcul plus "économique"

est en cours d'élaboration pour évaluer le coût des diverses politiques de pénétration des diverses filières envisagées et la sensibilité de ces coûts aux principaux paramètres.

L. THIRIET

chargé des Etudes Economiques Générales
au C.E.A.

MODELE DE SIMULATION DU "DEVELOPPEMENT DE L'INDUSTRIE NUCLEO-ELECTRIQUE"

I - PRESENTATION GENERALE DU CODE "PANACH" :

L'évaluation des besoins en combustible est un des problèmes importants du développement de l'industrie nucléo-électrique. La démarche la plus simple pour le résoudre consiste à utiliser un modèle de simulation ; en effet, dans ce cas les données de base se réduisent essentiellement à la demande à long terme de puissance installée d'énergie électrique d'origine nucléaire et aux caractéristiques de fonctionnement des réacteurs actuels et des réacteurs en prévision.

Le modèle de simulation, présenté ici, est séquentiel, et traduit d'aussi près que possible la réalité du déroulement des divers processus industriels du cycle de combustible. Il permet donc d'évaluer à long terme les besoins et les disponibilités en combustibles nucléaires, mais aussi d'analyser l'interdépendance des filières qui est une caractéristique du développement de l'énergie nucléaire due à la nature des combustibles.

L'utilisation de ce modèle répond à deux genres de préoccupations :

- la première est d'explorer divers schémas plausibles du développement de l'industrie nucléaire d'un pays, basé sur ses besoins en énergie électrique d'origine nucléaire. Le cas de la France jusqu'à l'an 2000 fait l'objet d'une application dans ce rapport.

- la seconde est de vérifier ou compléter une optimisation économique globale des moyens de production d'énergie électrique. Cette optimisation prend en compte les données des consommations électriques, leurs modulations, l'état des équipements et leurs caractéristiques d'exploitation, etc. ; sa complexité

oblige à ne considérer que les paramètres essentiels du parc nucléaire et, notamment, schématiser le fonctionnement des réacteurs. Aussi le programme nucléo-électrique optimisé doit-il être repris par une étude de simulation afin de s'assurer de la précision des résultats. La simulation jugera si les besoins et disponibilités en combustibles sont bien estimés et si l'interdépendance entre filières a été correctement décrite.

La physionomie générale de ce modèle est développée ci-dessous : la précision des résultats ainsi que l'adaptation à diverses hypothèses sont examinées. Enfin, différents aspects des études pouvant être menées à l'aide de ce code, ainsi que les développements ultérieurs envisageables dans le domaine du calcul économique seront passés en revue.

I-1 - Précision des résultats et données techniques :

La précision du modèle, du fait qu'il est séquentiel, dépend uniquement de l'unité de temps choisie et du niveau de finesse dans la description du fonctionnement des réacteurs.

L'unité de temps choisie est le mois ; cette restriction, qui ne permet pas une gestion très détaillée du combustible, a en revanche l'avantage de grandement faciliter l'étude de l'interdépendance des filières dans les hypothèses variées du développement du nucléaire. Les délais réels sont pris en considération ; autrement dit, les besoins et les productions des réacteurs sont évalués à date réelle et à chaque étape du cycle :

- étape d'extraction de la mine,
- étape de séparation isotopique pour l'uranium,
- étape de fabrication,
- étape de mise à disposition du réacteur,
- étape de fin d'irradiation et de désactivation,
- étape de retraitement.

Les pertes et les récupérations de combustible sont aussi comptabilisées à date réelle.

La schématisation de la vie d'un réacteur peut varier de façon très large : il est possible soit de suivre mois par mois le fonctionnement réel d'un réacteur, soit, à l'extrême, de supposer un fonctionnement uniforme de sa mise en service jusqu'à son arrêt final. Cette simulation est discrète : elle tient compte de chaque opération de chargement et de déchargement. Toutefois, on ne considère que la composition isotopique moyenne du combustible mis en oeuvre dans ces opérations.

Dans une première étape quatre filières ont été retenues, elles sont elles-mêmes divisées en classes.

Une classe est définie par l'ensemble des réacteurs possédant des caractéristiques toutes identiques rapportées à 1 MWe. Ces caractéristiques concernent le profil de la vie des réacteurs (nombre d'opérations de chargement et déchargement en montée en régime, en régime, en décroissance de fin d'exploitation, durée et facteur de charge entre ces opérations), le poids et la composition moyenne du combustible chargé et déchargé au cours de ces opérations.

La notion de classe permet de distinguer les différents types de réacteurs actuels d'une filière et d'introduire, au cours de la période d'étude, des réacteurs aux performances améliorées pour tenir compte d'une évolution prévisible de la technologie.

La division ainsi adoptée pour les réacteurs est :

- réacteurs à uranium naturel (5 classes),
- réacteurs à uranium enrichi (10 classes),
- surrégénérateurs au plutonium ou à l'uranium enrichi (10 classes),
- réacteurs à haute température au thorium ou uranium enrichi (10 classes).

De la même manière, trois catégories d'usines du cycle du combustible ont été retenues :

- usines de séparation isotopique (10 classes),
- usines de fabrication du combustible (10 classes),
- usines de retraitement du combustible (10 classes).

Ici la notion de classe correspond aux données techniques spécifiques du combustible d'une ou plusieurs classes de réacteurs. Ces données différentes d'une classe à l'autre sont les temps de séjour du combustible dans ces usines, et, s'il y a lieu, des pourcentages de perte, de récupération et de volant de fabrication.

En résumé, il a été nécessaire de décomposer chaque filière de réacteurs ainsi que chaque type d'usine du cycle de combustible en diverses classes, cette notion de classe est destinée à traduire de façon précise la spécificité de chaque réacteur ou usine. Il est bien évident que chaque classe de réacteur est reliée à une série de classe d'usines du cycle de combustible, ce qui schématiquement pourrait se représenter sous la forme d'un graphe. Sur ce graphe, le cheminement du combustible a été considéré comme une donnée liée au fonctionnement de chaque classe de réacteur.

I-2 - Adaptation aux schémas de développement et caractérisation des schémas :

L'adaptation au plus grand nombre de schémas possibles a été recherchée sans toutefois accroître démesurément la complexité du code. Cette souplesse d'utilisation se manifeste de plusieurs façons :

I-2-1 - Certains paramètres généraux ont la faculté de varier d'une année à l'autre. Il s'agit surtout du taux de rejet des usines de séparation isotopique, et éventuellement, de la teneur d'enrichissement minimale de l'uranium irradié destiné à être recyclé après retraitement.

I-2-2 - L'installation des réacteurs est prévue suivant deux modes pour simuler ou bien une situation figée (ou décidée) ou bien un schéma hypothétique de développement ; les deux modes peuvent être combinés sur un même intervalle de temps :

- en simulation simple, on s'impose la date de divergence des réacteurs décidés et leur puissance ;

- en simulation prévisionnelle, on définit un schéma hypothétique de développement ; le code détermine lui-même la date de divergence de chaque réacteur à installer pour satisfaire la demande annuelle en puissance nucléaire et pour

répondre au mieux au schéma de développement étudié. Un tel schéma est caractérisé, par périodes (années successives de durée variable, grâce à l'ensemble suivant de paramètres :

- . taux de mise en service industriel des réacteurs à eau ordinaire, des surrégénérateurs, des réacteurs à haute température.

- . seuil minimal de contribution du plutonium national au démarrage des surrégénérateurs (degré d'autarcie en plutonium).

- . proportion d'installation de chaque classe de réacteurs au sein de chaque filière et puissance unitaire de ces réacteurs.

I-2-3 - Le bouclage entre la production et l'utilisation du plutonium est l'aspect le plus intéressant de ce code de simulation et permet d'étudier aisément les deux points suivants :

- le développement des surrégénérateurs. L'état mensuel du stock de plutonium disponible, produit par l'ensemble du parc des réacteurs, (et éventuellement un apport du marché extérieur), détermine la date d'installation de ces réacteurs dans les délais les plus serrés possible et permet d'approcher au mieux le taux de mise en service industriel envisagé, compte-tenu du degré imposé d'autarcie en plutonium. On utilise une équivalence en réactivité entre le plutonium produit et le "plutonium équivalent" pour les surrégénérateurs.

- le recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau ordinaire. Il peut être envisagé à partir d'une date quelconque pour une durée quelconque et dans une ou plusieurs classes de réacteurs à eau ordinaire, mais il est limité au fonctionnement en régime. Il est conçu comme un autorecyclage à l'intérieur d'une classe, c'est-à-dire que le plutonium issu d'un réacteur sera introduit dans un autre de la même classe si ce transfert évite un temps mort dans l'utilisation de ce combustible. On repère constamment la qualité du plutonium suivant le nombre de recyclages qu'il a subi. Le nombre maximum de recyclages permis peut être choisi de 1 à 3, ce qui est largement suffisant compte-tenu des contraintes neutroniques liées au recyclage du plutonium.

I-2-4 - L'adaptation du code peut être prolongée à d'autres hypothèses, comme par exemple le développement de réacteurs à sels fondus, des rapides à gaz, le recyclage du plutonium dans les réacteurs à haute température.

I-3 - Obtention et présentation des résultats :

Les étapes du calcul sont très schématiquement les suivantes :

- introduction et élaboration des données techniques relatives aux usines et à chaque classe de réacteurs envisagés.
- introduction des données concernant le développement étudié de l'énergie nucléaire :
 - . réacteurs décidés (date et puissance),
 - . demande annuelle de la puissance nucléaire à installer,
 - . paramètres caractéristiques traduisant les hypothèses du développement étudié.
- détermination de la date de divergence de chaque réacteur à installer, puis détermination des besoins et production des matières fissiles à toutes les étapes du cycle du combustible, en volume et en date, sur toute la durée de vie du réacteur.
- comptabilisation mensuelle et annuelle des besoins et des productions,
 - soit au niveau des filières (ou même des classes de réacteurs) dans la perspective d'études concernant les filières,
 - soit au niveau des usines dans la perspective d'études concernant les usines.

o

o o

En conclusion, les études que ce code permet d'affectuer offrent trois aspects :

1 - étude des besoins et des productions en matières fissiles concernant un réacteur ou une filière considérée isolément.

2 - étude d'un schéma de développement de l'énergie nucléaire, où l'on peut envisager les hypothèses les plus diverses dans le choix des filières et de leur taux de croissance ; l'interdépendance des filières est ainsi mise

en relief au plan des puissances mises en service comme au plan des matières fissiles.

3 - étude de la sensibilité soit au programme nucléaire lui-même, soit à divers paramètres liés aux usines ou aux réacteurs (puissance totale installée, taux de régénération du plutonium, taux de rejet des usines de séparation isotopique, délais intervenant dans le cycle du combustible, etc.).

Un code de calcul économique prolongera ce modèle physique et permettra de même l'étude de la sensibilité à divers paramètres économiques, notamment aux effets de taille dans le cycle de combustible.

II - APPLICATION A DIVERSES HYPOTHESES DE DEVELOPPEMENT DE L'ENERGIE NUCLEAIRE EN FRANCE :

Cette étude évalue les besoins français en matières fissiles jusqu'à l'an 2000, selon diverses hypothèses de développement de l'énergie nucléaire simulées par utilisation du code de calcul PANACH du C.E.A.

II-1 - Hypothèses de calcul :

Le programme retenu correspond à un développement raisonnable moyen du nucléaire, à savoir :

environ 3,9 GWe en 1975
32,5 GWe en 1985
158 GWe en 2000

Si l'on regarde le graphique 1 où figure ce programme global de développement, il apparaît, compte-tenu de l'allure de la courbe, que l'on peut distinguer 2 périodes :

- l'une de 1973 à 1985 ; le nucléaire se développe au taux moyen annuel de 23 %, ce qui correspond à un temps de doublement de la puissance installée d'environ 3 ans et demi.

- l'autre de 1985 à 2000 ; l'expansion du nucléaire se confirmant, le taux de croissance moyen annuel se situerait à environ 11 %, ce qui correspond à un doublement de la puissance installée tous les 6 ans et demi environ.

o

o o

Les types de réacteurs retenus pour les engagements annuels ont été arbitrairement décidés (cf. tableau 1 en annexe).

Les principales hypothèses qui ont alors été faites pour arriver à cette ventilation, sont les suivantes :

1) Le parc des réacteurs graphite-gaz est celui qui existe actuellement (cf. tableau 2 en annexe).

2) Les volumes futurs d'engagements moyens des réacteurs PWR et BWR seront très comparables.

3) A partir de 1982, on n'engagera plus que des réacteurs d'une puissance unitaire de 1 200 MWe ; puis ultérieurement des réacteurs de 2 000 MWe.

4) Dans le cas où l'on développerait des réacteurs de type HTR, ceux-ci auraient une puissance installée cumulée en l'an 2000, qui correspondrait à environ 25 % du parc nucléaire.

5) Dans tous les schémas de développement, trois réacteurs rapides (FBR) ont été constamment considérés comme décidés. Il s'agit :

- de Phénix (235 MWe installés en 1973) ;
- de la part française du 1er 1 200 MWe FBR (610 MWe installés en 1980) ;
- de la part française du 2ème 1 200 MWe FBR (190 MWe installés en 1982).

6) La croissance totale cumulée de la puissance électrique nucléaire installée prévue est représentée par la courbe 1 du graphique 1.

II-2 - Schémas de développement retenus pour les divers types de réacteurs :

II-2-1 - Schéma intitulé "tout LWR" : (schéma 1)

Ce schéma a surtout été envisagé pour servir de référence. En dehors des réacteurs graphite-gaz (UNGG) déjà installés, et des trois réacteurs rapides (FBR) pré-cités dans le paragraphe précédent, seule l'installation des réacteurs à eau ordinaire (LWR) a été retenue.

II-2-2 - Schéma intitulé "FBR autarcique" : (schéma 2)

Ce schéma a pour but de déterminer le programme maximal à rythme régulier des réacteurs rapides (FBR) qu'il est possible d'implanter en France avec la seule disponibilité du plutonium issu des réacteurs UNGG et LWR. Le stock de plutonium a été supposé nul au 1/1/1973, les tailles des réacteurs envisagés sont de 1 200 ou de 2 000 MWe, comme il a été expliqué au paragraphe I.

Une étude paramétrée a été faite pour mesurer l'influence de la valeur du gain de régénération sur le développement des réacteurs rapides (sa valeur a été prise égale environ au double ($g = 0,41$) de celle qui est actuellement envisagée ($g = 0,18$)).

II-2-3 - Schéma intitulé " FBR doublé / autarcique" : (schéma 2 bis)

Ce schéma, parfaitement hypothétique, a consisté à systématiquement doubler la puissance installée des réacteurs FBR par rapport à celle qui a été déterminée dans le schéma précédent. Cette hypothèse permet d'évaluer les quantités du plutonium que la France devrait acheter si elle voulait accélérer le développement des réacteurs rapides.

II-2-4 - Schéma intitulé "HTR" : (schémas 3 et 3 bis)

Comme il a été signalé au paragraphe I, ce schéma a été arbitrairement choisi de façon à représenter, en l'an 2000, une puissance cumulée d'environ 25 % du parc en ce type de réacteur.

Deux sous-programmes ont été examinés :

- l'un envisage le développement des réacteurs HTR fonctionnant au thorium (schéma 3) ;

- l'autre prend en compte des réacteurs HTR fonctionnant à l'uranium enrichi à environ 11 % (schéma 3 bis).

L'uranium très enrichi, à 93 %, nécessaire aux réacteurs fonctionnant au thorium, a été comptabilisé à part.

Dans chaque cas, il a été systématiquement procédé à la recherche du nouveau programme FBR autarcique.

II-2-5 - Schéma intitulé "auto-recyclage du plutonium" : (schéma 4)

Dans ce schéma de développement, il a été supposé que tous les réacteurs à eau ordinaire recyclaient leur propre production de plutonium, sur une période de 9 ans, allant de 1981 à 1990. L'étude a plus particulièrement essayé de montrer qu'elles étaient les conséquences de cette décision, tant sur les besoins en uranium naturel, que sur le volume des UTS, ainsi que sur le développement autarcique des réacteurs rapides.

(Remarque : pour alléger la simulation du recyclage dans le modèle, il a été nécessaire de supposer que tous les réacteurs étaient des FWR de taille identique (ici 1 200 MWe). Les variations obtenues par rapport au programme initial ne sont pas significatives, pour s'en convaincre il suffit de comparer les graphiques 1 et 7).

II-3 - Résultats obtenus :

Le graphique 1 indique les puissances installées.

Sur les différentes courbes dessinées on lit :

- courbe (1) : la puissance installée totale qui en 2000 sera de 158 GWe.

- courbe (4) : le programme maximal possible de développement régulier des réacteurs rapides avec le seul plutonium français : 37 GWe en 2000, soit 24,4 % du parc.

Remarque : Avec des réacteurs FBR, dont le gain de régénération serait pratiquement doublé ($g = 0,41$ au lieu de $0,18$), ces valeurs deviennent respectivement : 43 GWe en 2000, soit 27 % du parc. Cette augmentation d'environ 16 % de la puissance installée en FBR en 2000 ne commence à être sensible qu'à partir de 1996.

- courbes (2) et (3) : le programme HTR qui a été retenu.

La courbe 3 est relative au programme FBR autarcique lié au développement d'une filière HTR au thorium (schéma 3). Le schéma 3 bis (HTR à $1^{10}U_5$ moyennement enrichi) conduit à des écarts en puissance installée FBR qui ne sont sensibles qu'à partir de 1995.

Le tableau ci-dessous indique les puissances installées respectives des deux schémas 3 et 3 bis en l'an 2000 :

	Schéma 3	Schéma 3 bis
	HTR au thorium	HTR à l' ^{235}U
HTR	40,4	40,4
FBR	32,6	35,8
T O T A L. GWe	73,0	76,2

Remarque : Le développement d'une filière HTR à l' ^{235}U influe relativement peu sur le développement des FBR (37 GWe dans le schéma 2 contre 35,8 dans le schéma 3 bis).

Le graphique 2 représente :

- le stock disponible de plutonium que l'on obtiendrait si l'on ne développait que les réacteurs LWR.
- les quantités de plutonium qu'il faudrait acheter à l'étranger si l'on voulait doubler le programme FBR précédemment déterminé.

Ces quantités sont exprimées en Pu_{239} équivalent. Pour les évaluer en Pu fissile, il faut les diminuer d'environ 16 %.

Le graphique 3 indique les besoins annuels en uranium naturel.

Sur ce point, on peut noter :

- l'indifférence qui existe à laisser se développer autarciquement (du point de vue disponibilité en Pu) les réacteurs rapides (23,4 % du parc en 2000 : schéma 2) ou à décider d'un programme HTR (à uranium enrichi à 11 % : schéma 3 bis) qui démarrerait en 1980, pour atteindre environ 25 % du parc en 2000, le nouveau programme FBR autarcique atteignant dans ce cas environ 20,6 % du parc.

Vers l'an 2000, de telles politiques de développement (HTR à U_5 + rapides ou FBR seuls) permettraient de réaliser une économie annuelle d'uranium naturel d'environ 23 % par rapport à un programme composé uniquement de réacteurs à eau ordinaire.

- si ce même programme de réacteurs HTR fonctionnait au thorium (schéma 3), l'économie annuelle en uranium naturel serait encore plus importante : environ 33 %. (Ce cas nécessite par contre un besoin en UTS à 93 % assez important : cf. graphique 4).

Le graphique 4 visualise de la même manière les besoins annuels en UTS nécessaires pour chacune des politiques envisagées.

Sur ce graphique il faut surtout remarquer :

- des besoins en UTS nécessaires pour enrichir l'uranium à une teneur inférieure à 5 %, assez identiques pour les deux politiques : HTR fonctionnant au thorium (+ rapides autarciques restant) ou en doublant le programme FBR déterminé dans la solution autarcique. Dans les deux cas, ces UTS correspondent aux besoins des réacteurs LWR qui complètent les programmes.

Dans l'éventualité où se développeraient les HTR au thorium (schéma 3), il faut noter les besoins assez importants en uranium enrichi à 93 %. En l'an 2000 ces besoins spécifiques s'élèveraient à environ 5 millions d'unités de travail de séparation.

Le graphique 5 indique le volume maximum de combustibles à fabriquer ou à retraiter annuellement. Les courbes de ce graphique n'ont trait qu'au schéma I de référence : tout eau ordinaire.

En première approximation, on peut admettre que ces deux courbes se déduisent l'une de l'autre par un décalage dans le temps d'environ 4 ans.

Le graphique 6 est destiné à montrer l'évolution relative qui existe entre le développement du nucléaire et les besoins en matière fissile. L'horizon de l'an 2000 n'est pas assez éloigné pour que l'on puisse tirer des conclusions intéressantes.

Les graphiques 7 - 8 - 9 - 10 et 11 ont trait à l'étude du recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau ordinaire.

- Le graphique 7 redonne le nouveau programme global envisagé. Comme il a déjà été expliqué, le code de calcul a imposé l'utilisation de réacteurs d'une seule taille qui a été prise égale à 1 200 MWe. Un nouveau programme, très proche du précédent, a donc dû être remis au point, ce dernier figure sur le graphique 7.

Ce graphique indique également la période de recyclage envisagé : 1980 - 1990 et les conséquences que cela entraîne sur le programme RTR autarcique.

- Les graphiques 8 et 9 schématisent, pour un réacteur FWR de 1 200 MWe, les économies réalisées, en uranium naturel et en UTS, sur une période de 10 ans, grâce à l'autorecyclage. Etant donné les temps de séjour en pile et hors pile, on ne peut réaliser que deux recyclages pendant la période envisagée.

A la fin de la période de recyclage, il y a un surplus de besoins, d'ailleurs nettement plus sensible en uranium naturel qu'en UTS. Les combustibles au plutonium conduisent en effet, après retraitement, à une récupération d'uranium moindre en quantité et teneur isotopique résiduelle.

L'économie globale réalisée qu'il faut comptabiliser sur 15 ans (pour tenir compte des quelques années qui suivent le recyclage où des déséconomies apparaissent) est :

- { - 11 % environ sur la consommation en uranium naturel
- { - 14,5 % environ sur les besoins en travail de séparation

- Les graphiques 10 et 11 traduisent les conséquences de la pratique d'un tel autorecyclage dans tous les réacteurs LWR intervenant pendant la période : 1980 - 1990. La comparaison des besoins en U nat. et UTS entre les schémas 2 et 4 montre que les écarts ne sont pas significatifs.

On peut en conclure qu'il y a indifférence sur le plan du bilan des matières fissiles neuves entre les divers modes d'utilisation du plutonium ici envisagés.

- A N N E X E -

CARACTERISTIQUES GENERALES

TABLEAU 1 - SCHEMAS DE DEVELOPPEMENT

TABLEAU 2 - CENTRALES DU TYPE GRAPHITE-GAZ PRISES EN COMPTE DANS LE PROGRAMME

TABLEAU 3 - CARACTERISTIQUES PHYSIQUES DES FILIERES A URANIUM NATUREL
ET EAU ORDINAIRE

TABLEAU 4 - CARACTERISTIQUES PHYSIQUES DE LA FILIERE A NEUTRONS RAPIDES

TABLEAU 5 - CARACTERISTIQUES PHYSIQUES DES REACTEURS A HAUTE TEMPERATURE

TABLEAU 6 - CARACTERISTIQUES PHYSIQUES DU COMBUSTIBLE AU COURS DU RECYCLAGE
DU PLUTONIUM DANS LES REACTEURS PWR

GRAPHIQUE 1 - PROGRAMMES DE REACTEURS NUCLEAIRES INSTALLEES

GRAPHIQUE 2 - PLUTONIUM EQUIVALENT CUMULE

GRAPHIQUE 3 - BESOINS ANNUELS EN URANIUM NATUREL

GRAPHIQUE 4 - BESOINS ANNUELS EN U.T.S.

GRAPHIQUE 5 - VOLUME ANNUEL DE COMBUSTIBLE LWR FABRIQUE ET RETRAITE DANS LE
SCHEMA "TOUT LWR"

GRAPHIQUE 6 - EVOLUTION DES TAUX DE CROISSANCE MOYENS ANNUELS

GRAPHIQUE 7 - AUTORECYCLAGE DU PLUTONIUM - PUISSANCE INSTALLEE (cas du
recyclage Pu dans les PWR)

GRAPHIQUE 8 - AUTORECYCLAGE DU PLUTONIUM - BESOINS ANNUELS EN URANIUM NATUREL
POUR 1 REACTEUR PWR DE 1 200 MWe SUIVANT QU'IL RECYCLE OU NON SON
PLUTONIUM EN PERIODE DE REGIME

GRAPHIQUE 9 - AUTORECYCLAGE DU PLUTONIUM - BESOINS ANNUELS EN UTS POUR 1 REACTEUR
PWR DE 1 200 MWe SUIVANT QU'IL RECYCLE OU NON SON PLUTONIUM EN
PERIODE DE REGIME

GRAPHIQUE 10 - AUTORECYCLAGE DU PLUTONIUM - COMPARAISON DES BESOINS ANNUELS EN
URANIUM NATUREL DU PARC LWR SUIVANT QUE L'ON DECIDE OU NON DE
RECYCLER LE PLUTONIUM DANS LES LWR DE 1981 A 1990

GRAPHIQUE 11 - AUTORECYCLAGE DU PLUTONIUM - COMPARAISON DES BESOINS ANNUELS EN
U T S DU PARC LWR SUIVANT QUE L'ON DECIDE OU NON DE RECYCLER LE
PLUTONIUM DANS LES LWR DE 1981 A 1990

CARACTERISTIQUES GENERALES

. Durée de vie de fonctionnement des centrales nucléaires : 30 ans

. Facteur de charge des centrales :

3 000 heures la 1ère année

5 000 heures la 2ème année

6 600 heures la 3ème année

. Taux de décroissance du facteur de charge de 4/100 par an à partir de la 26ème année.

. Délais moyens du cycle de combustible hors pilo :

Le cycle du combustible est considéré à partir de la livraison des concentrés à l'usine, jusqu'à la mise en stock du plutonium produit.

Les intervalles de temps moyen séparant le début des opérations successives de l'élaboration du cycle de combustible, hors réacteur, sont fournis ci-dessous (en mois) :

	<u>Centrales</u> <u>à eau ordinaire</u>	<u>Centrales</u> <u>à uranium naturel</u>	<u>Centrales</u> <u>à neutrons rapides</u>
- Raffinage	4	4	
- Enrichissement	4		
- Fabrication	5	5	5
- Stockage sur le site :			
. 1ère charge	10	10	10
. recharges	2	2	2
- Désactivation	5	5	6
- Retraitement	9	9	9
- Elaboration du Pu	1	1	1

. Caractéristiques des usines du cycle de combustible :

- Séparation isotopique :

le taux de rejet a été fixé à 0,0020 jusqu'en 1980
et à 0,0025 à partir de 1981.

- Fabrication :

volant de fabrication : 5 %
taux de récupération : 4 %

- Retraitement

perte d'uranium : 2 %
perte de plutonium : 0,5 % (à prendre en compte après
retraitement de l'uranium)

On limite à la teneur de l'uranium naturel la teneur de
l'uranium irradié qui doit être retraité.

. Plutonium équivalent :

Le plutonium équivalent comptabilisé dans les surrégénérateurs
est obtenu à partir de la composition isotopique du Pu par :

$$\text{Pu}_{\text{eq}} = \text{Pu}_{39} + 0,11 \text{Pu}_{40} + 1,92 \text{Pu}_{41} + 0,06 \text{Pu}_{42}$$

T A B L E A U 1
S C H E M A S D E D E V E L O P P E M E N T

ANNEE DE MISE EN SERVICE INDUSTRIELLE	PROGRAMME E D F TOTAL		PROGRAMME F B R AUTARCIQUE SEUL		PROGRAMME H T R IMPOSE (taux de pénétration d'environ 25 % en 2000)			
	ANNUEL	CUMULE	ANNUEL	CUMULE	H T R		F B R AUTARCIQUE POSSIBLE (g = 0,18)	
					ANNUEL	CUMULE	ANNUEL	CUMULE
1973	235	2 715	235	235			235	235
1974	435	3 150						
1975	620	3 770						
1976	1 180	4 950						
1977	1 800	6 750						
1978	3 100	8 850						
1979	1 800	10 650						
1980	2 710	13 360	610	845			610	845
1981	3 300	16 660			1 200		1 200	
1982	2 580	19 250	180	1 035			180	1 035
1983	3 600	22 850						
1984	4 800	27 650			1 200		2 400	
1985	4 800	32 450						
1986	6 000	38 450	1 200	2 235	1 200		3 600	1 200
1987	6 000	44 450	2 x 1 200	4 635	1 200		4 800	1 200
1988	7 200	51 650	1 200	5 835	1 200		6 000	1 200
1989	5 400	60 050	2 x 1 200	8 235	1 200		7 200	2 x 1 200
1990	7 200	67 250	1 200	9 435	1 200		8 400	1 200
1991	7 200	74 450	1 200	10 635	2 x 1 200		10 800	2 x 1 200
1992	8 400	82 850	2 x 1 200	13 035	2 x 1 200		13 200	1 200
1993	7 200	90 050	1 200	14 235	2 x 1 200		15 800	2 x 1 200
1994	8 400	98 450	2 x 1 200	16 635	2 x 1 200		18 000	1 x 1 200
1995	9 600	108 050	2 x 1 200	19 035	2 x 1 200		20 400	1 x 1 200
1996	8 000	116 050	2 000	21 035	2 x 2 000		24 400	2 x 2 000
1997	10 000	126 050	2 x 2 000	23 035	2 000		26 400	2 x 2 000
1998	10 000	136 050	2 x 2 000	25 035	2 x 2 000		30 400	2 x 2 000
1999	10 000	146 050	2 x 2 000	33 035	2 x 2 000		34 400	2 000
2000	12 000	158 050	2 x 2 000	37 035	3 x 2 000		40 400	2 x 2 000

- TABLEAU 2 -

CENTRALES DU TYPE GRAPHITE-GAZ PRISES EN COMPTE DANS LE PROGRAMME

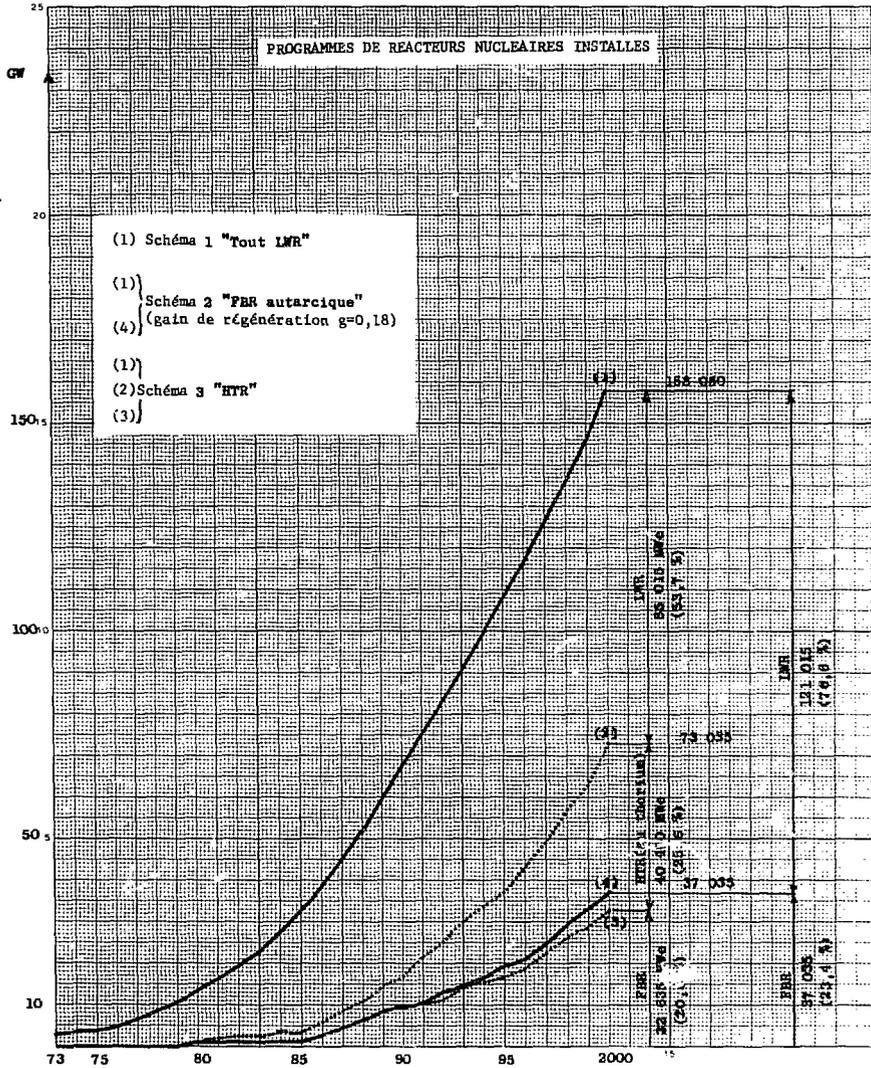
NOM DE LA CENTRALE	PUISSANCE INSTALLEE (Mwe)	DATE DE LA MISE EN EXPLOITATION INDUSTRIELLE
Chinon 2	210	Janvier 1965
Chinon 3	480	Août 1967
St-Laurent 1	480	Mars 1969
St-Laurent 2	515	Janvier 1971
Vandellos	120	Février 1971
Bugey	540	Décembre 1971

- TABLEAU 3 -

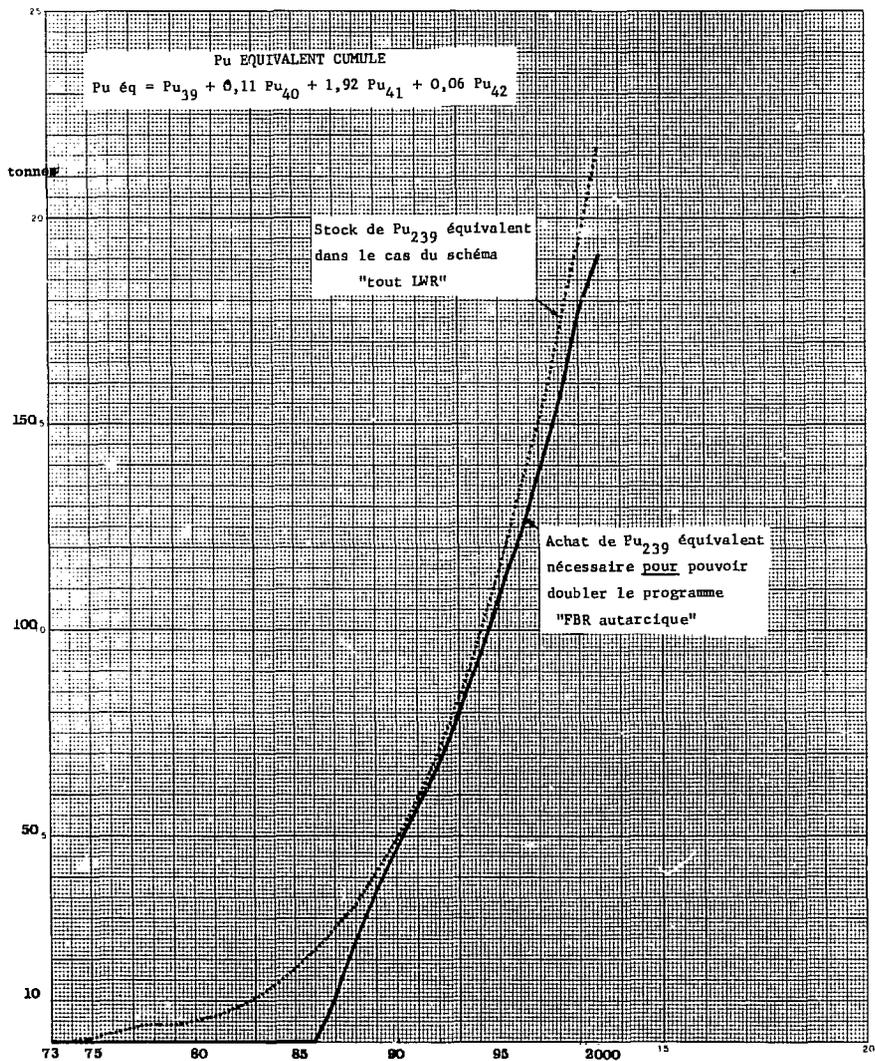
CARACTERISTIQUES PHYSIQUES DES FILIERES A URANIUM NATUREL ET A EAU ORDINAIRE

FILIERE A URANIUM NATUREL AU GRAPHITE GAZ				
CARACTERISTIQUES \ NOM DU REACTEUR	CHINON 2	CHINON 3	St-LAURENT 1 et 2 VANDELLOS	BEJY 1
Chargement spécifique de l'U (kg/MWe)	1 235	937	868	567
Taux d'irradiation en régime (MWj/t)	4 580	3 500	5 000	3 200
Renouvellement annuel du combustible (kg/MWe)	271	254	180	312
Production annuelle de Pu fissile (kg/MWe)	0,589	0,469	0,416	0,521
FILIERE A EAU ORDINAIRE				
CARACTERISTIQUES \ TYPE DU REACTEUR	PWR jusqu'en 1980	PWR après 1980	BWR jusqu'en 1980	BWR après 1980
Chargement spécifique du combustible enrichi (kg/MWe)	80,6	74,7	130	112,1
Taux d'irradiation en régime (MWj/t)	32 000	32 000	27 150	27 000
Renouvellement annuel du combustible (kg/MWe)	26	24,9	32	29
Production annuelle de Pu fissile kg/MWe-an	0,162	0,162	0,168	0,168
Teneur initiale du renouvellement	0,033	0,033	0,0255	0,027
Teneur finale du renouvellement	0,0098	0,0098	0,00755	0,0082

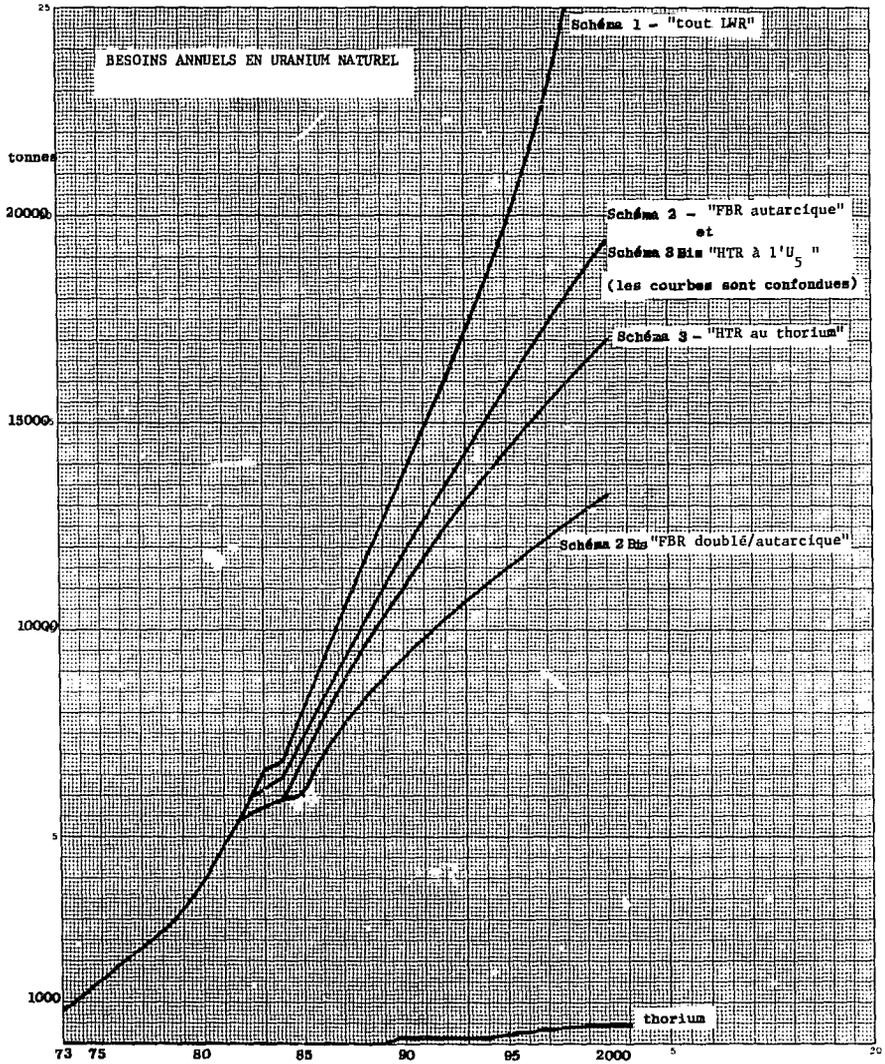
- GRAPHIQUE I -



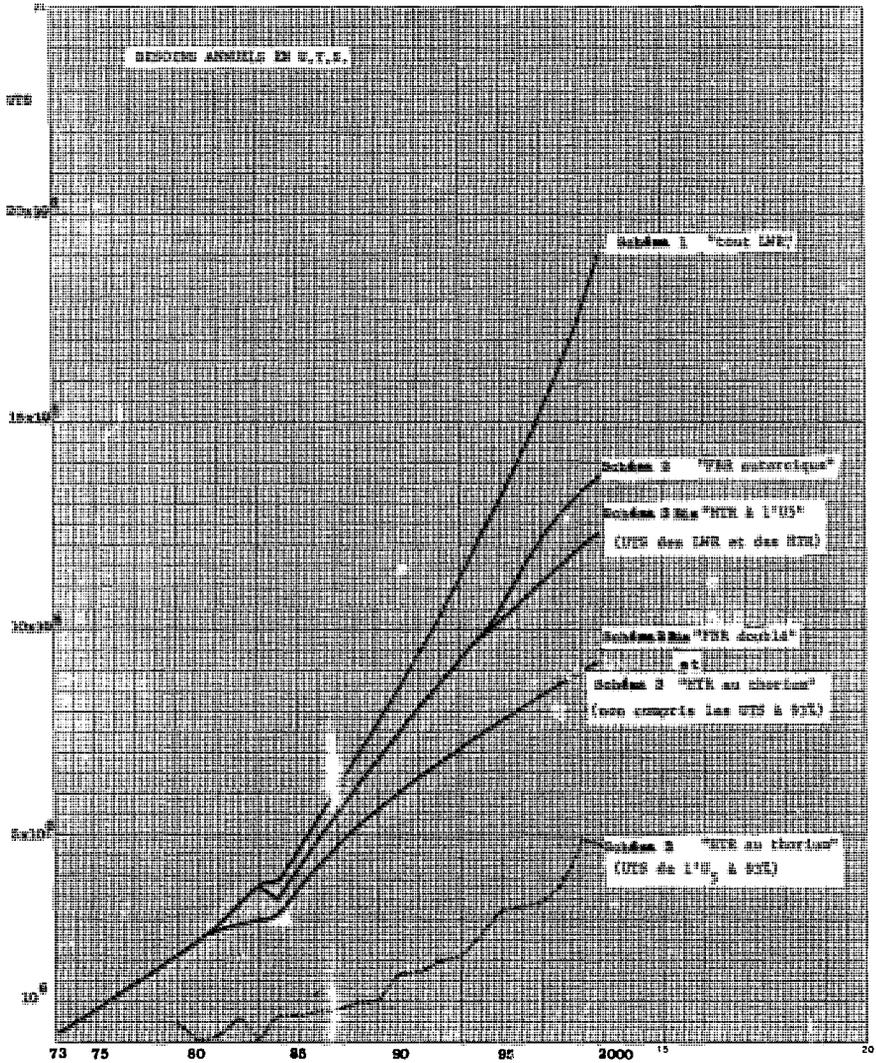
- GRAPHIQUE 2 -



- GRAPHIQUE 3 -



- GRAPHIQUE 4 -



- TABLEAU 4 -

CARACTERISTIQUES PHYSIQUES DE LA FILIERE A NEUTRONS RAPIDES

FILIERE A NEUTRONS RAPIDES			
Type du réacteur	Phénix	1 200 MWe	2 000 MWe
Caractéristiques			
Chargement spécifique en régime (kg Pu ²³⁹ eq./MWe)	4	3	2,65
Enrichissement pondéral en régime (%)	0,173	0,153	0,160
Gain de régénération global	0,18	0,18	0,22
Taux moyen d'irradiation du combustible dans le coeur (MWj/t)	42 000	67 00	100 000
Durée de séjour en pile (mois)	24	31	38

- TABLEAU 5 -

CARACTERISTIQUES PHYSIQUES DES REACTEURS A HAUTE TEMPERATURE

CARACTERISTIQUES \ TYPE DE REACTEUR		H T R AU THORIUM	H T R A L'URANIUM ENRICHI
Chargement spécifique en régime	kgTh et d' U^{233} /MWe	28,4	
	kg d'uranium/MWe	1,232	22,8
Taux d'irradiation en régime	MWj/t de Th + U^{233}	80 000	
	MWj/t d'uranium	720 000	120 000
Renouvellement annuel du combustible	kgTh + U^{233} /MWe	7,1	
	kg d'Uranium/MWe	0,308	5,7
Production annuelle	kg U^{233} /MWe	0,167	
	kg Pu fissile/MWe	0	0,125
Enrichissement en régime (% d' U^{238} + U^{235})		93	11,5

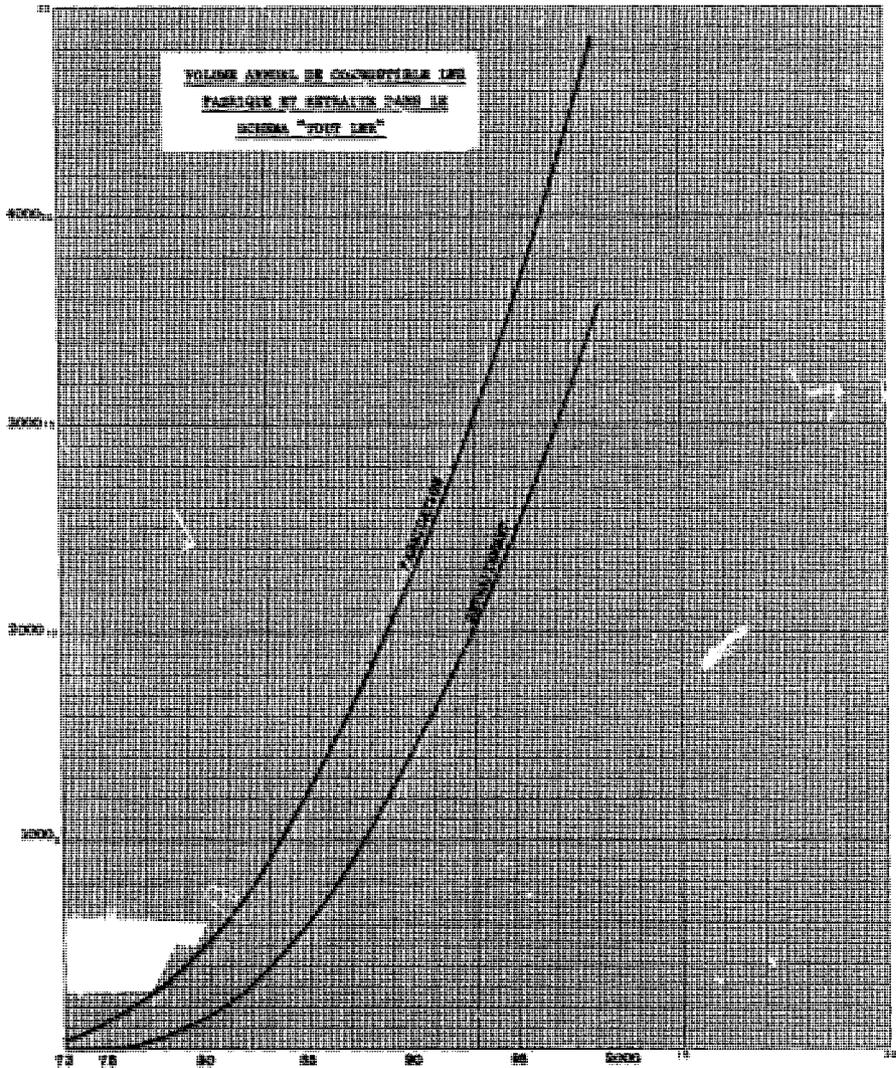
- TABLEAU 6 -

CARACTERISTIQUES PHYSIQUES DU COMBUSTIBLE AU COURS DU RECYCLAGE DU PLUTONIUM DANS

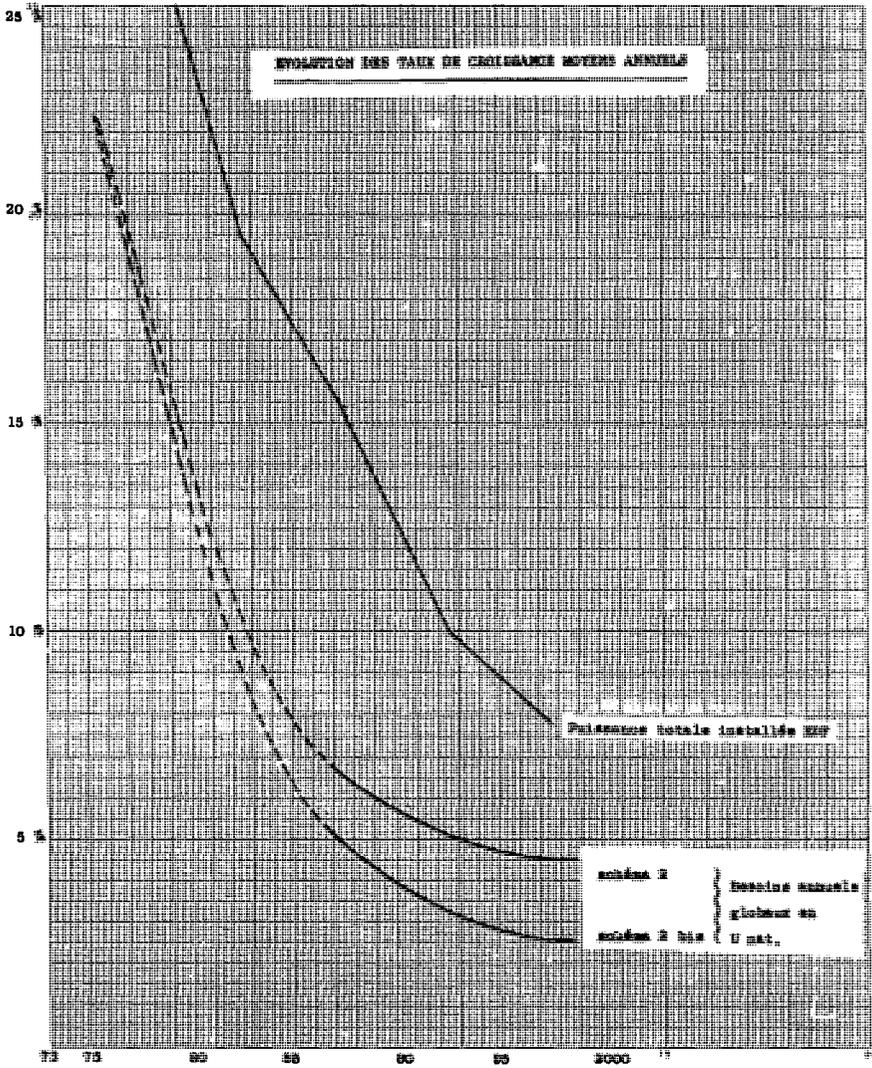
LES REACTEURS PWR

CARACTERISTIQUES		NOMBRE DE RECYCLAGES					
		1		2		3	
Date d'installation du réacteur		Avant 1980	Après 1980	Avant 1980	Après 1980	Avant 1980	Après 1980
Renouvellement annuel du combustible (kg /MWe - an)		26,9	24,9	26,9	24,9	26,9	24,9
Taux moyen d'irradiation (MWj/t)		32 000		32 000		32 000	
Fractions du coeur occupées par les éléments combustibles (%)	Eléments à U enrichi	78,5		70		67	
	Eléments à U nat. + Pu	21,5		30		33	
Enrichissement moyen des éléments combustibles chargés (%)	Eléments à U enrichi	3,3		3,3		3,3	
	Eléments à U nat. + Pu	4,1		4,5		4,9	
Production de Pu total des éléments combustibles déchargés (kg/MWe/an)	Eléments à U enrichi	0,185	0,172	0,164	0,152	0,157	0,146
	Eléments à U nat. + Pu	0,177	0,164	0,268	0,248	0,320	0,297
Composition isotopique moyenne du Pu déchargé	Pu ²³⁹	47,8		45		43,8	
	Pu ²⁴⁰	25		24		23,3	
	Pu ²⁴¹	18,8		19,4		19,3	
	Pu ²⁴²	8,4		14,6		13,6	

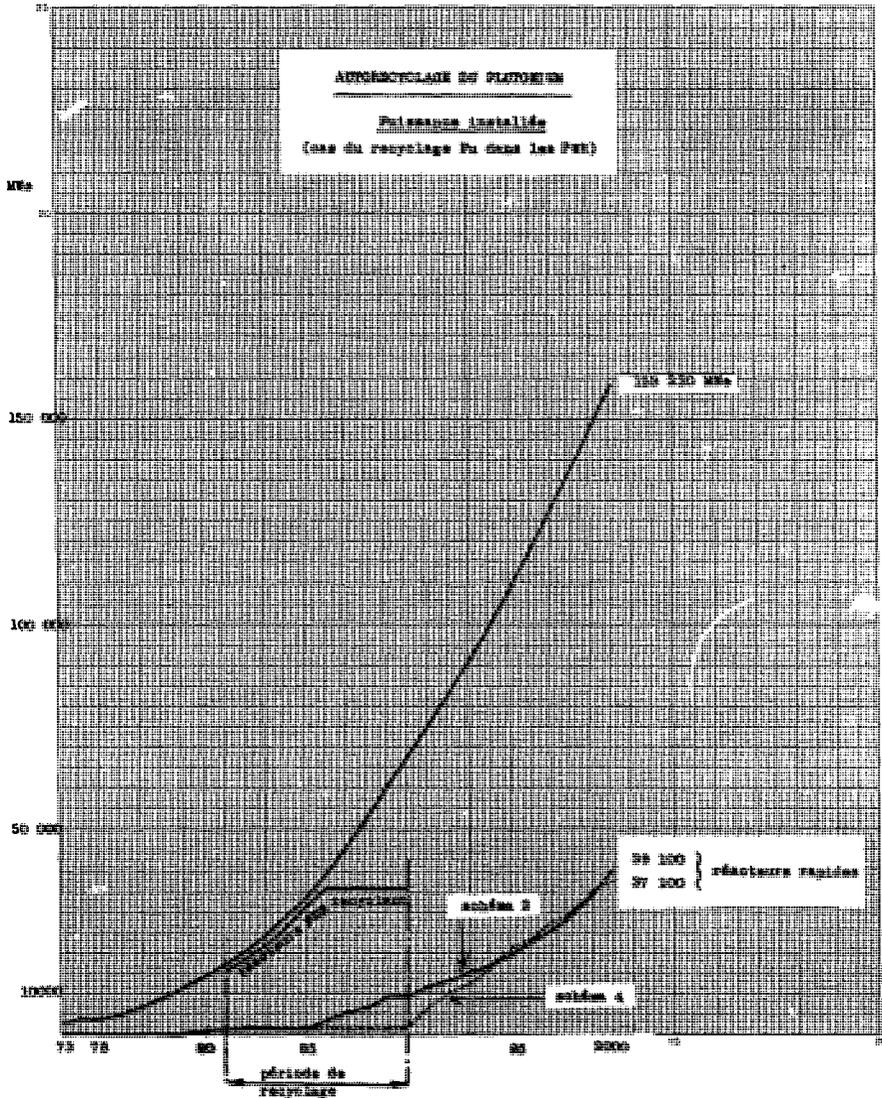
- GRAPHIQUE 5 -



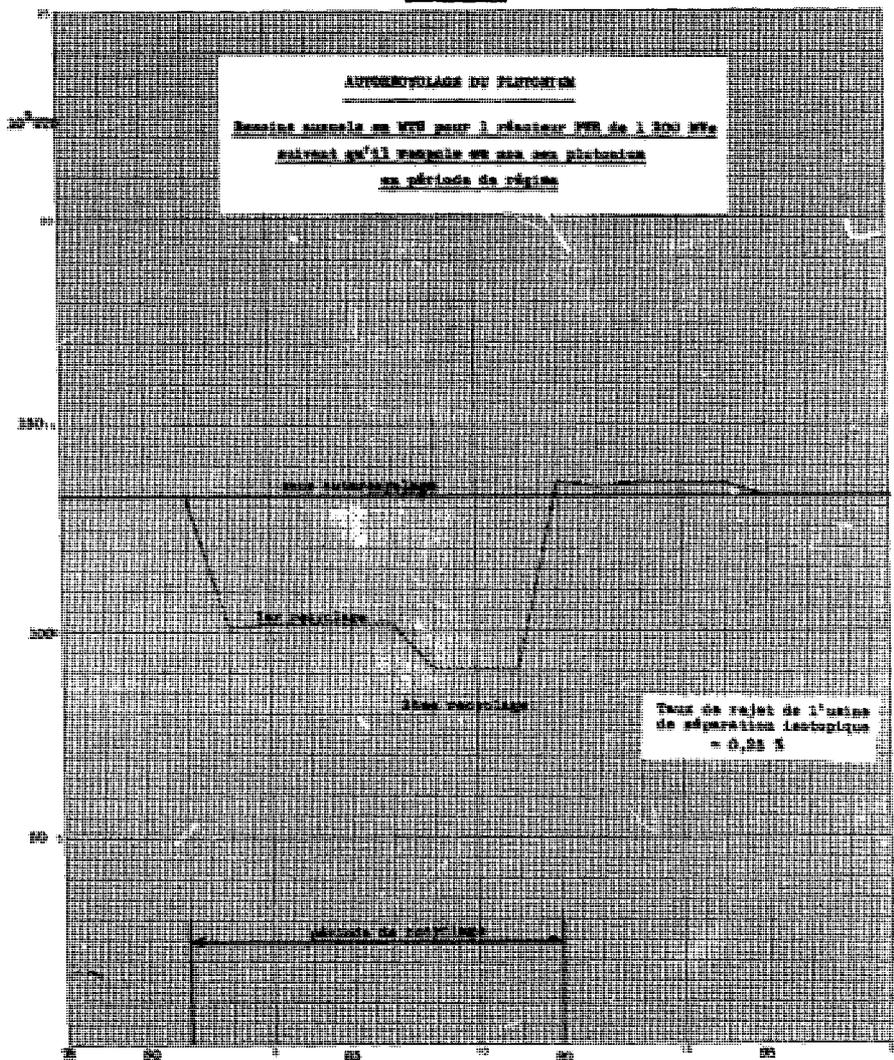
- GRAPHIQUE 6 -



- GRAPHIQUE 7 -

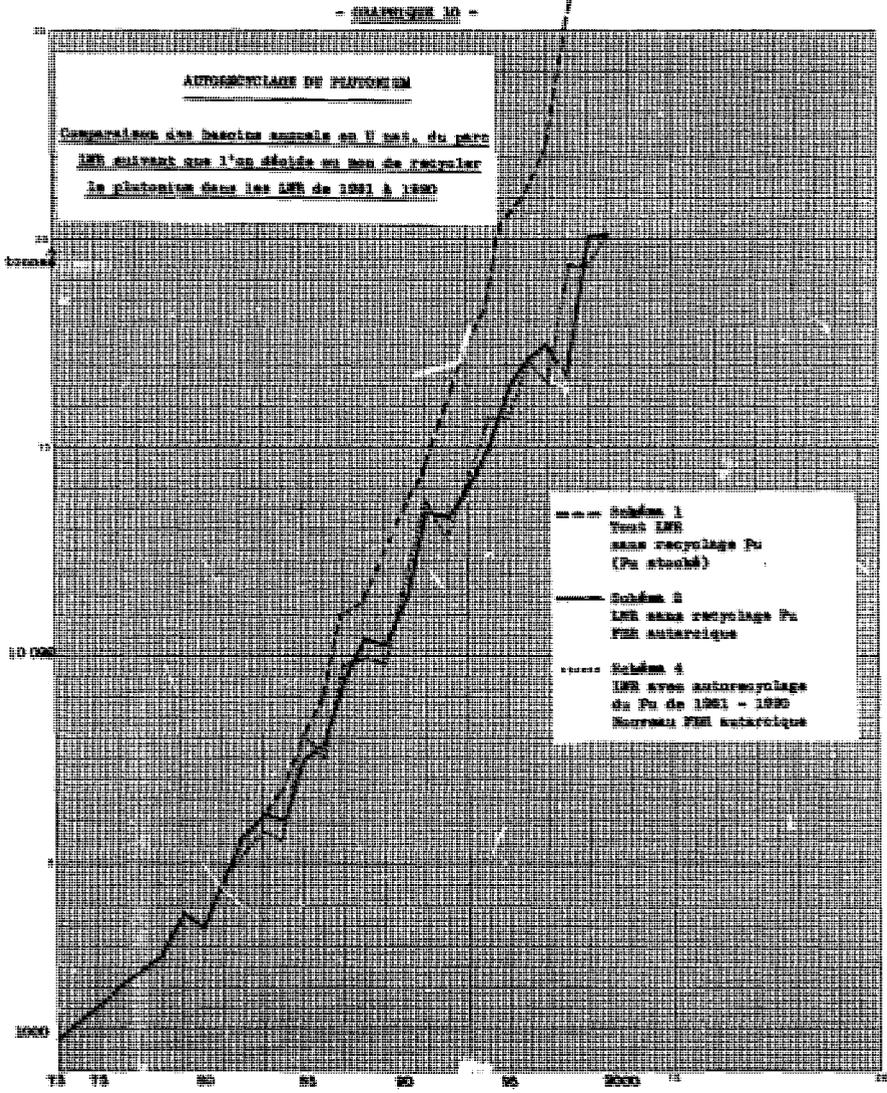


- GRAPHIQUE 2 -



AUTOBÉTAILLAGE DE PLUTONIUM

Comparaison des besoins annuels en U²³⁵ du parc
LWR suivant que l'on décide ou non de récupérer
le plutonium dans les LWR de 1961 à 1980



- Schéma 1
Tout LWR
sans recyclage Pu
(Pu stocké)
- Schéma 2
LWR sans recyclage Pu
FME autarcique
- Schéma 3
LWR avec autorécyclage
du Pu de 1961 - 1980
Nouveau FME autarcique

- GRAPHIQUE 11 -

