

TRN A08105166

AUSTRALIAN ATOMIC ENERGY COMMISSION RESEARCH ESTABLISHMENT

SAFETY ANALYSIS AND RELATED STUDIES

by

JEAN LELIEVRE

Annales des mines, Jan., 1974, pp. 55-60

Translated from the French by  
C. Howard

December 1979

AUSTRALIAN ATOMIC ENERGY COMMISSION

LIB/TRANS SERIES

Translations in this series were prepared as working documents for the use of research scientists at the Australian Atomic Energy Commission.

In order that they might be made available with the least possible delay, no attempt has been made to edit them, nor have all typing errors necessarily been identified and corrected.

Copies of translations in this series are made available to interested organizations and individuals only on the express understanding that they may be imperfect and do not aim to meet the standards of a published document. The Commission will not be held responsible for any inaccuracies in the translated text or for any errors resulting therefrom.

If any further reproduction of this translation is made by the recipient thereof, this note must be reproduced together with the text of the translation.

## SAFETY ANALYSIS AND RELATED STUDIES

by Jean Lelievre (1)

The author notes that the study of reactor safety calls on engineers of two types:

- the generalists who are responsible for all the problems associated with each type of installation
- the specialists in different disciplines who provide advice to the generalists on questions within their competence.

He gives several examples of safety studies relating to light water reactors and to fast reactors as well as studies which are not specific to a particular reactor type.

(1) Chief,  
Technical Safety Studies Service,  
Department of Nuclear Safety  
C.E.A.

## FIGURE CAPTIONS AND FOOTNOTE

### Figure Captions

#### Page 58 Upper:

Section of the Phenix reactor, showing the different barriers placed between the reactor core and the environment.

#### Page 58 Lower:

The Phenix reactor, seen here with the core under construction (November 1970), represents an important step towards the construction, in the 1980's, of fast reactors on an industrial scale.

#### Page 57:

The first large French light water reactor is being constructed on the Rhine at Fessenheim. This plant will comprise 2 890 MW units to be put into service between 1975 and 1977.

#### Figure 1

State of an assembly of seven needles of fuel intended for a fast reactor, after a simulated cooling accident in the framework of programme Scarabee.

#### Figure 2

Fire in dispersed sodium. In a 25m<sup>3</sup> vessel, there are studies of the resistance of the dome of a 1200 MWe fast reactor to a fire in dispersed sodium. Dispersion is achieved by directing a jet of sodium under pressure onto a plate at 5 cm from the source.

#### Figure 3

Improving methods of ultrasonic testing. Use of high resolution transducers on a standard black steel block 200 mm thick, with two coatings of austenitic steel. The defects are two flat holes of diameters 2 mm and 3 mm on the uncoated face.

Above: Examination with standard transducer: the holes are  
"seen" several times

Below: Examination with special transducer

FOOTNOTE

Page 58:

(1) Variation of reactivity with opposite sign to the variation of the temperature of the fuel, due to variation of the amount of neutron capture by the resonances in  $U^{238}$ .

The analysis of safety, is the totality of those activities which enable competent and independent advice to be presented to the responsible authorities, on all the technical problems relating to the safety of nuclear installations.

The principal installations are nuclear plants generating electricity, and all the installations relating to the fuel cycle up to the final storage of waste, including enrichment plants, fuel fabrication and re-processing plants, and all intermediate handling and storage.

Equally, there are the installations for associated research programmes (reactors and laboratories), most of these belonging to the C.E.A.

The methodology of safety analysis is quite similar for all these installations. The present article is concerned particularly with the problems for reactors.

In matters of safety, it is in the first instance up to those responsible for the construction and operation to provide proof that their installation will be acceptably safe.

The essential aims of the safety analysis are to examine the validity of this proof (which has been tendered by parties who are by no means disinterested bodies), and, by investigations in the conception, construction and operation stages of the installations, to estimate the consequences of possible accidents and to prescribe appropriate standards. For that, it is essential to know not only the "what" and the "how" for each installation but also the "why" and that can be a difficult question when reactors are constructed under foreign licence. The knowledge must be sufficient to permit an evaluation of the effects of accidents together with estimates of their probabilities, so as to match the effort expended on preventive measures to the magnitude of the risks.

To manage this task effectively, the engineers involved in the analysis of reactor safety are of two distinct and complementary types: generalists and specialists.

The generalists, organized into groups according to the type of installation (light water reactor, fast reactor ...) they study, are responsible for the assessment of the safety of each installation presented for examination. They follow the installation through every stage of its development (planning, construction, commissioning and operation) so that they can provide technical information and proffer necessary advice on safety to the responsible authorities. The experience acquired by these generalists plays a considerable part when they are working towards their conclusions. In fact, they have a responsibility to keep constantly up to date with information on the safety systems in the type of installation under study, noting behaviour of these systems under incident and accident conditions as well as in normal operation. To carry out their task, the generalists must ensure that they maintain close contact with the operators.

The technical problems confronting the generalists span so many disciplines that it is necessary to have recourse to a number of specialists in these disciplines.

These specialists, each one keeping abreast of the developments in his field, are able to respond to questions from the generalists either with definite answers or with indications of gaps in existing knowledge.

The gaps so identified indicate which studies or tests are required to provide, in time, a better basis for the evaluation of safety.

These studies and tests may be specific to one reactor or reactor type, or they may have a more general character and be relevant for all reactors. They may be carried out by the specialists themselves (possibly working in teams), or they may be contracted by these specialists to other bodies (C.E.A. departments, industry, ...) with whom close collaboration must be maintained. Of course, the generalists who initiated these studies are closely associated with their development.

To illustrate these studies of safety, several examples are given below. These examples comprise a by no means exhaustive list.

## 1. LIGHT WATER REACTORS

Reactors of this type will constitute the major part of the French programme of installation in the years to come. These are reactors constructed under licence from the Americans, and the licensees have all the information necessary for their construction - the "how" - whereas the "why" which is essential for safety assessment is often lacking; and this despite the safety related problems encountered for these reactors in their country of origin. Of the principal safety studies relating to reactors of this type, the consequences of a loss of coolant, the disposition of the fuel elements, and the behaviour under irradiation of the steels used for the containment, are described below.

### 1.1 Consequences of a loss of coolant.

The rupture of a pipe in the primary circuit is a reference accident taken into account in the safety analysis for these reactors. There results from it a loss of coolant with all the risks that implies for the cooling of the core. To counter these risks, Emergency Core Cooling Systems are employed. The difficulties met, in the United States in particular, in demonstrating the effectiveness of the E.C.C.S., has led most countries where this type of reactor is planned or used to develop significant research programmes in this area.

In France, the C.E.A. is responsible for these studies. The object of the studies is a more complete understanding of the physical, thermal,



hydraulic and thermodynamic phenomena involved.

The studies rely on the following major experimental facilities:

- Ersec (at Grenoble) which allows an out of pile study of the re-wetting of fuel elements after a loss of coolant.
- Omega (at Grenoble) which will permit out of pile studies of thermal exchange between fuel elements and the water-steam mixture during depressurisation.
- Phebus (at Cadarache). This loop, installed in an experimental reactor of the swimming pool type, will allow an in pile study of the entire cause of the accident, with different modes of rupture in the primary circuit and different types of E.C.C.S.

In parallel with the experimental studies, is the development of computer models (codes) to describe depressurisation, re-wetting, and the effectiveness of the E.C.C.S. The experimental results will serve as a basis for improving the models and ensuring that they accurately reflect the physical phenomena - this in turn will establish the validity of using these computer codes in the analysis of reactor safety.

#### 1.2 Disposition of fuel.

The cladding around the fuel rods constitutes the first barrier between the fission products and the environment. On this account, the fuel merits all the attention of safety analysis and safety studies.

Studies are necessary to establish experimentally that the cladding remains leak proof under accident conditions as well as normal ones. These studies are carried out, in pile and out of pile, on C.E.A. test loops.

The disposition of the fuel elements is equally a problem in the United States for certain plants in which the power per unit length of the fuel element has had to be reduced for safety reasons.

Modifications made in the United States then in France must be examined from the safety point of view, all the more so since some of the technological studies are subject to industrial secrecy.

### 1.3 Behaviour of containment steels under irradiation.

In time, irradiation changes the mechanical properties of steels. There is thus a need to make sure that, after irradiation, the steels used for containment retain mechanical characteristics which are adequate to ensure safety.

To this end, specimens of French steels used for containment are irradiated in C.E.A. experimental reactors then submitted to mechanical tests.

These tests have two objects:

- to check sensitivity to the different elements present in the steels (copper, phosphorous, ...)
- to check, on specimens taken from the factory of the steel actually used for containment, the mechanical properties after irradiation; checks are made in the normal zones as well as in zones affected thermally by the proximity of welds.

## 2. FAST REACTORS

For these reactors which, from the 1980's, must play a more and more important role, there are fundamental safety choices which remain to be confirmed by appropriate studies. These studies are expected to yield results upon which safety analyses may be based, so that it will be possible to ease the requirements of an analysis which, for lack of such experimental results, is at present too pessimistic.

Of the most important studies, the disposition of fuel elements in the case of cooling accidents, and sodium fires, are described below.

### 2.1 Disposition of fuel elements in cases of cooling accidents.

This disposition is studied in pile within programme Scarabee which uses the Cabri reactor at Cadarache.

The objects are as follows:

- To understand the principal aspects of the dynamics, and the effects of the destruction of the fuel element, in the course of cooling accidents (thresholds for rupture of the cladding, disposition of the molten fuel and consequences of its contact with sodium, eventual propagation).
- To focus on theoretical models to describe the phenomena.
- To identify the nature and disposition of early warning signals at any stage.

The principal types of accidents studied are:

- local blockages
- global blockage of an assembly with maintenance of power

- global reduction of flow simulating a pump failure without shut down but with a reduction in power through the Doppler effect (1), corresponding to the reactors under study (Phenix and Super Phenix).

Tests already carried out on unused fuel (1 and 7 needles) have involved going to the melting point of the fuel and studying the disposition of the sodium coolant, in two phases during the accident.

It has been possible to show in these experiments that even with disintegration of the fuel (see figure 1) and disappearance of the cladding, there was no violent interaction between sodium and the molten fuel.

Taken together, the qualitative results already to hand are very reassuring about the general safety of fast reactors. The severity of repeated transients which can be sustained without damage to the fuel element, and confirmation of performance expected of the instrumentation for detection, are encouraging, and indicate that the present limits set on the fuel are very adequate.

The tests must be continued with irradiated fuel and a greater number of needles.

## 2.2 Sodium Fires.

Molten sodium ignites on contact with the oxygen in the air. This combustion can take place whether the sodium be in sheets following leaks or ruptures in the pipes, or in dispersed form following violent incidents, such as interactions between sodium and

molten fuel which produce aerosols.

It is not known at present how to extinguish sodium fires, only how to control them and reduce their consequences by absorbing their heat in metallic masses arranged for this purpose at strategic points.

Safety studies in this area are intended to provide a better understanding of the combustion mechanisms and so to help in the search for effective extinguishers: there is experimentation on sheet fires and aerosol fires in order to measure the physical phenomena (pressures, temperatures ...). This experimentation takes place at Cadarache in vessels of 25m<sup>3</sup> and 400m<sup>3</sup> (see figure 2). A parallel theoretical programme on calculation codes is in progress. The experimental results provide a basis for correcting these codes and ensuring that the models employed give a realistic account of the phenomena. The use of these codes in safety analysis is thereby justified.

### 3. STUDIES WHICH ARE NOT SPECIFIC TO A PARTICULAR REACTOR TYPE

Besides the studies specific to reactors and reactor types, a certain number of general studies are necessary to improve the methodology of safety analysis or the technology employed. Of these, we shall cite two examples: studies of non-destructive testing and those of reliability.

#### 3.1 Non-destructive Testing

It is important to make sure that the containment and metallic structures have no significant defects either, before commissioning or during the operation of each reactor. Besides, the change with time of detectable

yet tolerable defects is a valuable source of information for safety.

At present, there is very little which has truly established the worth of the information provided by non-destructive testing under actual operation conditions. Moreover, it concerns foreign material for which characteristics may be withheld on account of industrial secrecy.

It is therefore important, for safety studies, to make sure of:

- on the one hand, the capabilities of the different available methods, that is to say the dimension of the smallest detectable defects and the precision with which they can be located,
- on the other hand, the possibilities of using these methods on reactors, taking account of the often unsatisfactory positions available for using them.

In cases of difficulty or deficiency in the use of existing materials or methods, the studies can lead to participation in the development of adequate procedures. It is the object of these studies that only practical methods are used for safety assessment. They are concerned mainly with the procedures using acoustic emission and with ultrasonic testing (see figure 3).

### 3.2 Studies of Reliability.

The substitution of present qualitative methods of safety analysis, by quantitative method based on a probabilistic approach is, deservedly, a world-wide trend.

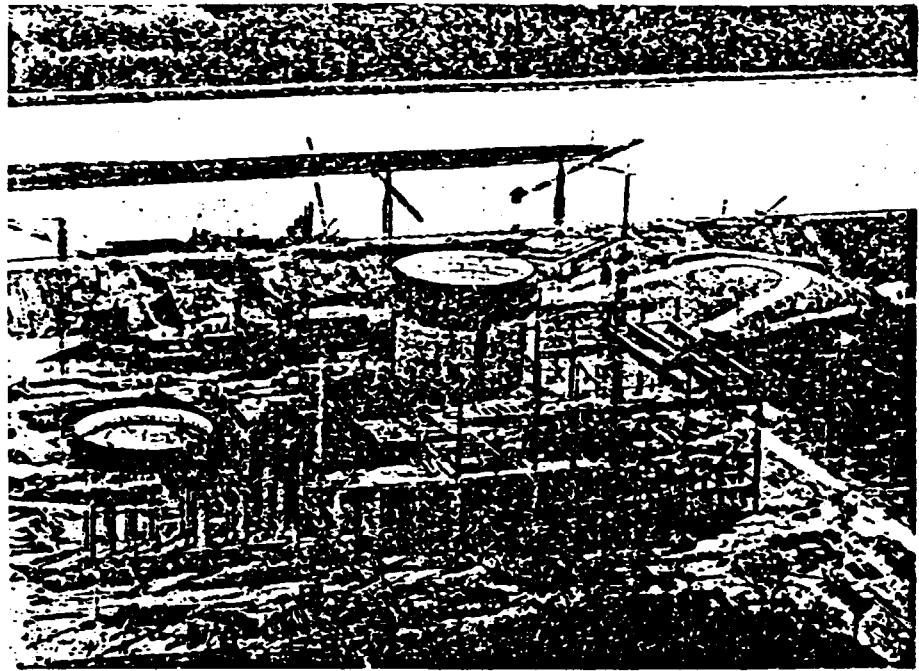
One of the tasks of those responsible for safety studies is to be able to make the appropriate techniques available to those responsible for the assessments. There are three aspects of the study:

- . Prescription for analysis by logic diagramme and failure tree. This analysis, necessary for the subsequent introduction of numerical elements, has the intrinsic advantage of requiring the analysts to reflect more carefully on their problem and to refine more carefully the critical points of the various accident sequences studied.
- . Construction of a bank of data on the reliability of reactor components. It is a question of having access to that basic quantitative information which permits, with the help of tools of calculation to be discussed later, determination of the reliability of sub-assemblies and assemblies.

The construction of a data bank is a large undertaking which can only be properly approached in the framework of international collaboration. Such collaboration is already in progress, with the English in particular. It rests principally on the operating experience with existing reactors. The job of collecting data is easy or not according to the materials involved; whereas for electronic components, relays in particular, there are the advantages of frequent repetition in use and testing by the manufacturers, there are no such advantages for the large mechanical components.

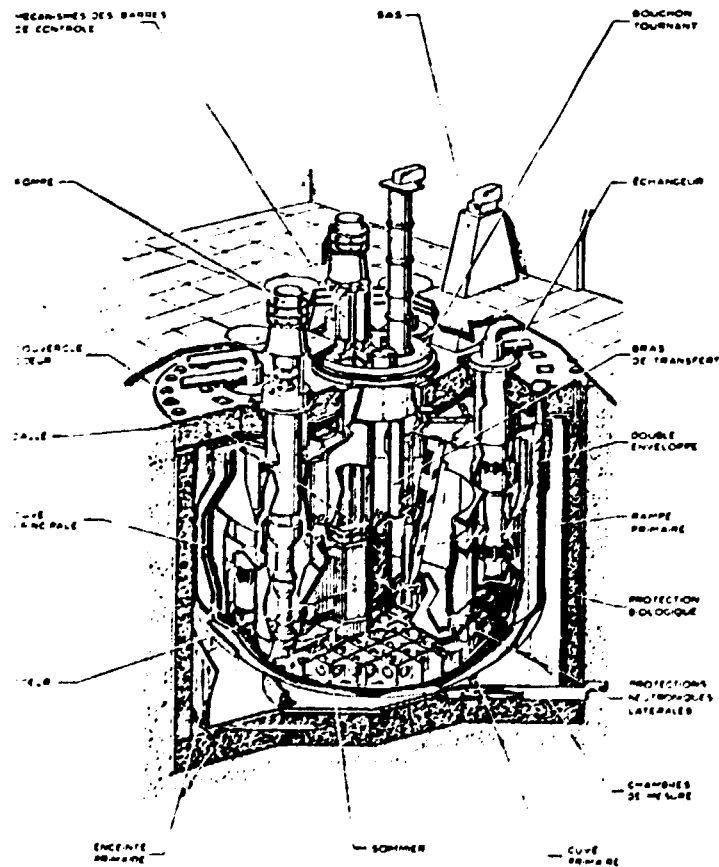
- . Use of computer codes which calculate the reliability of sub-assemblies and assemblies from information relating to the components, automating the prescription given above.



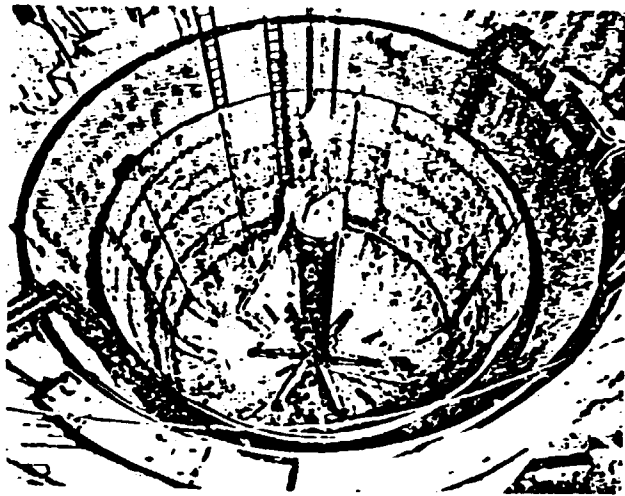


C'est au bord du Rhin à Fessenheim que se construit la première grande centrale française à eau ordinaire. Cette centrale comprendra 2 unités de 890 MW dont la mise en service interviendra entre 1975 et 1977.

(Photo Marny - Mulhouse)



Vue éclatée du réacteur Phénix mettant en évidence les différentes barrières interposées entre le cœur du réacteur et l'environnement.

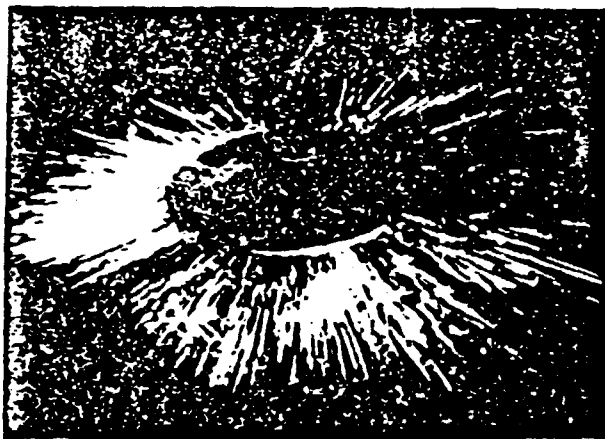


Le réacteur Phénix, dont on voit ici le cœur en construction en novembre 1970, constitue une étape importante sur la voie qui conduira, dans les années 80, à la construction de réacteurs à neutrons rapides à l'échelle industrielle.

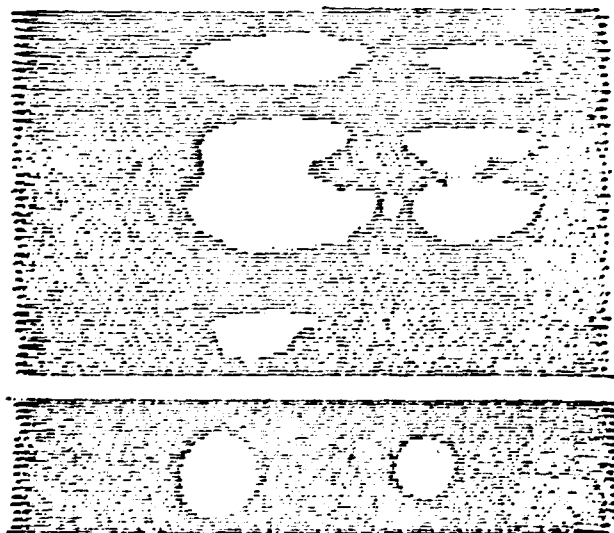
(Photothèque E.d.F. Photo Morceau)



Fig. 1. — Etat d'un assemblage de sept aiguilles de combustible destiné à un réacteur à neutrons rapides, après une expérience d'accident de refroidissement dans le cadre du programme Scarabée.



**Fig. 2. —** Feu de sodium pulvérisé. Dans un caisson de 25 m<sup>3</sup> on étudie la résistance du dôme d'un réacteur à neutrons rapides de 1 200 M<sup>2</sup> électriques, à un feu de sodium pulvérisé. La pulvérisation est obtenue en projetant un jet de sodium sous pression sur une plaque située à 5 cm de la source.



**Fig. 3. —** Amélioration des méthodes de contrôle ultrasonore. Utilisation de transducteurs à haute résolution sur un bloc étalon en acier noir d'épaisseur 200 mm, rechargé en acier austénique à deux couches. Les défauts sont des trous à fond plat de diamètres 2 mm et 3 mm sur la face non rechargée.  
en haut : Examen avec transducteur standard : les trous sont « vus » plusieurs fois.  
en bas : Examen avec transducteur spécial.

# L'analyse de sûreté et les études correspondantes

par Jean LELIEVRE (1)

L'auteur rappelle que l'étude de la sûreté des réacteurs nucléaires fait appel à deux catégories d'ingénieurs :

- les généralistes qui sont chargés de l'ensemble des problèmes posés par chaque filière,
- les spécialistes de différentes disciplines qui apportent leur concours aux généralistes pour les questions de leur compétence.

Il donne ensuite quelques exemples d'études de sûreté relatifs aux réacteurs à eau ordinaire et aux réacteurs à neutrons rapides, ainsi que d'études non spécifiques d'une filière particulière.

L'analyse de sûreté englobe la totalité des actions qui permettent de fournir aux autorités responsables des éléments d'appréciation, présentant le maximum de garanties de compétence et d'indépendance, pour tous les problèmes techniques relatifs à la sûreté des installations nucléaires.

Celles-ci comprennent principalement les centrales nucléo-électriques et toutes les installations correspondantes du cycle de combustible jusqu'au stockage définitif des déchets en passant par les usines de séparation isotopique, de fabrication et de retraitement du combustible et tous les transports et stockages intermédiaires.

Elles comprennent également les installations du programme de recherche associé (réacteurs et laboratoires) implantées principalement au C.E.A.

La méthodologie de l'analyse de sûreté se présente de façon sensiblement identique pour toutes ces installations. Le présent article décrit plus particulièrement comment se pose le problème pour les réacteurs.

En matière de sûreté, il appartient avant tout aux responsables du projet, de la construction et de l'exploitation d'apporter la preuve que l'instal-

lation dont ils ont la charge présente un degré de sûreté suffisant.

Le but essentiel de l'analyse de sûreté est de s'assurer de la validité de cette preuve (dont les auteurs sont nécessairement à la fois juge et partie) et, par des examens aux stades de la conception, de la construction et de l'exploitation des installations, d'évaluer les conséquences d'accidents éventuels et de définir les mesures appropriées. Pour cela, il est essentiel de connaître non seulement le « quoi » et le « comment » de chaque installation mais aussi le « pourquoi » avec toutes les difficultés que cela comporte dans le cas des réacteurs construits sous licence étrangère. Ces connaissances doivent permettre aussi bien l'évaluation des effets des accidents que l'estimation de leurs probabilités, de façon à lier le mieux possible l'importance des mesures préventives à l'ampleur des risques.

Pour mener à bien cette tâche, les ingénieurs qui participent à l'analyse de sûreté des réacteurs appartiennent à deux catégories distinctes et complémentaires, les généralistes et les spécialistes.

Les généralistes, groupés par filière (réacteurs à eau ordinaire, à neutrons rapides...) prennent en charge l'évaluation de la sûreté de chacune des installations soumises à examen. Ils suivent celles-ci à tous les stades de leur développement (conception, construction, mise en service et

(1) Ingénieur des Arts et Manufactures. Chef du Service d'Études techniques de Sûreté, Commissariat à l'Énergie Atomique, Département de Sûreté nucléaire.

fonctionnement) pour fournir des données techniques d'appréciation et proposer les avis de sûreté nécessaires aux autorités responsables. L'expérience acquise par ces généralistes intervient pour une grande part dans l'élaboration de leur jugement. Ils ont en effet la charge de tenir constamment à jour la somme des connaissances acquises sur le plan de la sûreté dans la filière à laquelle appartiennent les installations examinées, et ceci aussi bien en conditions normales qu'en conditions incidentelles ou accidentelles. Pour remplir cette mission, les généralistes doivent avoir le souci du maintien de relations étroites avec les exploitants.

Néanmoins les problèmes techniques posés aux généralistes par les installations font appel à un si grand nombre de disciplines qu'il est nécessaire en outre de disposer d'un ensemble de spécialistes de ces disciplines.

Ces derniers, qui rassemblent chacun la somme des connaissances acquises dans leur technique, sont capables de fournir aux questions posées par les généralistes soit une réponse, soit un constat de lacune.

L'ensemble de ces lacunes mis ainsi en évidence fait apparaître la nécessité de les combler par des études ou essais permettant à terme d'obtenir une meilleure approche de l'évaluation de la sûreté.

Ces études et essais peuvent soit être spécifiques à un réacteur ou à une filière, soit avoir un caractère plus général et concerner tous les réacteurs. Elles sont soit menées à bien par les spécialistes eux-mêmes (éventuellement groupés en équipe), soit confiées par eux et sous leur surveillance à d'autres organismes (unités du C.E.A., industrie,...) avec qui des contacts étroits doivent être maintenus en permanence. Bien entendu, les généralistes initiateurs de ces études sont étroitement associés à leur déroulement.

Pour mieux faire comprendre en quoi consistent ces études de sûreté, plusieurs exemples sont donnés ci-dessous, l'ensemble de ces exemples n'ayant absolument pas un caractère exhaustif.

## 1. REACTEURS A EAU ORDINAIRE

Les réacteurs de ce type vont constituer dans les années à venir la majeure partie du programme d'équipement français. Il s'agit de réacteurs construits sous licence américaine pour lesquels les licenciés ont tous les renseignements nécessaires à la construction, c'est-à-dire le « comment » alors que le « pourquoi » qui est essentiel pour

l'analyse de sûreté leur manque souvent ; et ceci sans préjudice des difficultés relatives à la sûreté rencontrées pour ces réacteurs dans leur pays d'origine. Parmi les principales études de sûreté concernant ce type de réacteurs, les conséquences d'une perte de fluide caloporteur, le comportement des combustibles et l'évolution des aciers de cuve sous irradiation sont décrits ci-dessous.

### 1.1. Conséquences d'une perte de caloporteur

La rupture d'une tuyauterie du circuit primaire est un accident de référence pris en compte pour l'analyse de sûreté de ces réacteurs. Il en résulte une perte de caloporteur avec tous les risques que cela comporte pour le refroidissement du cœur. Des systèmes d'injection d'eau de secours (dits E.C.C.S., Emergency Core Cooling System) sont prévus. Les difficultés rencontrées, aux États-Unis en particulier, dans la démonstration de l'efficacité de ces systèmes d'injection de secours ont conduit la plupart des pays où ce type de réacteur est projeté ou utilisé à développer d'importants programmes d'étude.

En France, le C.E.A. a la charge de ces études. Celles-ci ont pour objectif de mieux cerner les phénomènes physiques, thermiques, hydrauliques, thermodynamiques mis en jeu.

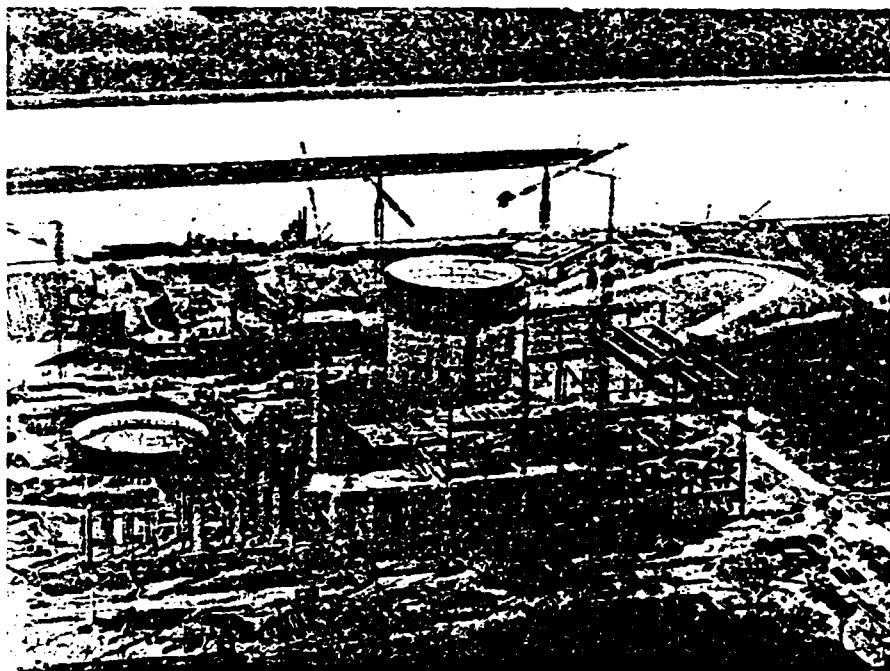
Les études s'appuient sur des dispositifs expérimentaux importants :

— Boucle Ersec (installée à Grenoble) qui permet l'étude hors pile des conditions de remouillage des éléments combustibles après la perte de caloporteur.

— Boucle Oméga (installée à Grenoble) qui permettra l'étude hors pile des échanges thermiques entre éléments combustibles et le mélange eau-vapeur pendant la dépressurisation.

— Boucle Phébus (installée à Cadarache). Cette boucle implantée dans un réacteur expérimental de type piscine permettra l'étude en pile du déroulement complet de l'accident en utilisant divers modes de rupture du circuit primaire et différents types d'injection de secours.

Parallèlement, sur un plan théorique, des modèles destinés au calcul sur ordinateur (codes de calcul) sont élaborés pour décrire la dépressurisation, le remouillage et l'efficacité de l'injection de secours. Les résultats expérimentaux permettront de les ajuster et de s'assurer que les modèles de calcul employés rendent bien compte des phénomènes physiques, ce qui validera l'utilisation de ces codes dans l'analyse de sûreté des réacteurs.



C'est au bord du Rhin à Fessenheim que se construit la première grande centrale française à eau ordinaire. Cette centrale comprendra 2 unités de 890 MW dont la mise en service interviendra entre 1975 et 1977.

(Photo Marny - Mulhouse)

### 1.2. Comportement du combustible

La gaine des crayons combustibles constitue la première barrière entre les produits de fission et l'environnement. A ce titre le combustible mérite toute l'attention de l'analyse et des études de sûreté.

Des études sont nécessaires pour s'assurer sur le plan expérimental que l'étanchéité des gaines reste assurée aussi bien en conditions normales qu'en conditions accidentelles. Ces études sont effectuées au C.E.A. sur des boucles hors pile ou en pile.

Le comportement des éléments combustibles pose également aux Etats-Unis un problème pour certaines centrales dont la puissance par unité de longueur de combustible a dû être réduite pour des motifs de sûreté.

L'incidence des modifications apportées aux Etats-Unis puis en France doit être étudiée sur le plan de la sûreté, d'autant plus qu'une partie des études technologiques est couverte par le secret industriel.

### 1.3. Evolution des aciers de cuve sous irradiation

L'irradiation modifie à terme les caractéristiques mécaniques des aciers. Il y a donc lieu de

s'assurer qu'après irradiation les aciers utilisés pour les cuves conservent des caractéristiques mécaniques suffisantes pour assurer la sûreté.

A cet effet des échantillons d'aciers français utilisés pour les cuves sont irradiés dans des reacteurs expérimentaux du C.E.A. puis soumis à des essais mécaniques.

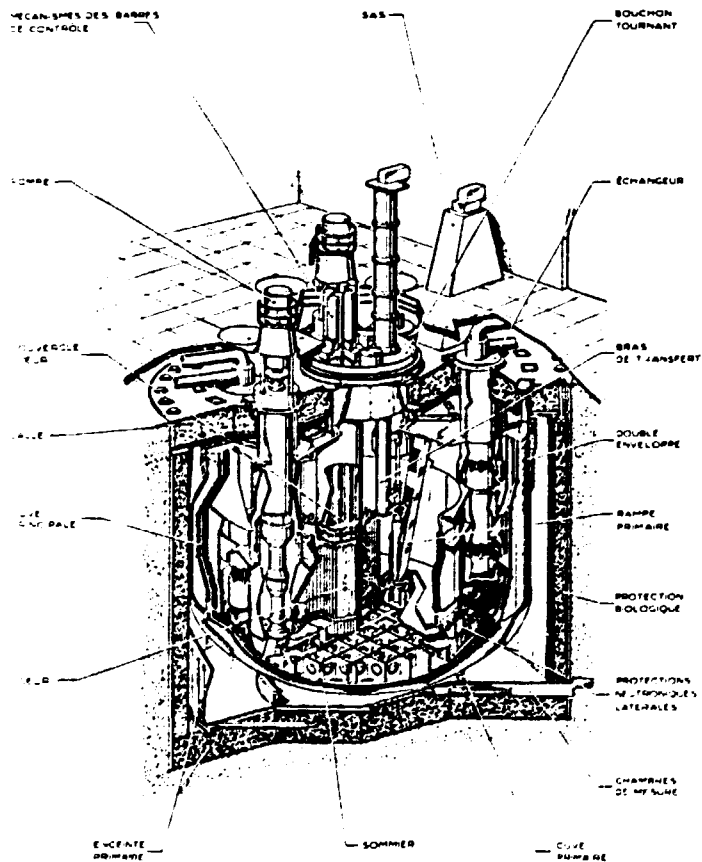
Ces essais ont un double but :

— d'une part vérifier la sensibilité aux différents éléments entrant dans la composition des aciers (teneurs en cuivre, en phosphore ...),

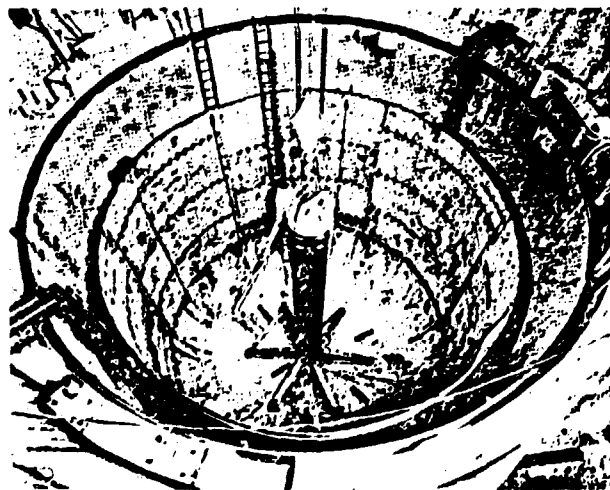
— d'autre part vérifier sur des échantillons prélevés en usine sur l'acier réellement utilisé pour la construction des cuves, les caractéristiques mécaniques après irradiation ; et ceci aussi bien en zone courante qu'en zone perturbée thermiquement par le voisinage de soudures.

## 2. REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES

Pour ces reacteurs qui, à partir des années 80, doivent prendre une part de plus en plus importante dans les programmes d'équipement, des options fondamentales de sûreté restent encore à confirmer par des études appropriées. Il est



Vue éclatée du réacteur Phénix mettant en évidence les différentes barrières interposées entre le cœur du réacteur et l'environnement.



Le réacteur Phénix, dont on voit ici le cœur en construction en novembre 1970, constitue une étape importante sur la voie qui conduira, dans les années 80, à la construction de réacteurs à neutrons rapides à l'échelle industrielle.

(Photothèque E.d.F. Photo Morceau)

attendu de ces études des résultats sur lesquels on puisse baser les analyses de sûreté, ce qui permettra d'atténuer les rigueurs d'une analyse qui est actuellement trop pessimiste, faute de tels résultats expérimentaux.

Parmi les études les plus importantes, le comportement des combustibles en cas d'accidents de refroidissement et les feux de sodium sont décrits ci-après.

### 2.1. Comportement des combustibles en cas d'accidents de refroidissement

Ce comportement est étudié en pile dans le cadre du programme Scarabée qui utilise le réacteur Cabri à Cadarache.

Les objectifs sont les suivants :

- Connaître la dynamique et les effets des destructions de l'élément combustible sous ses principaux aspects (seuils de rupture de la gaine, comportement du combustible fondu et conséquences de son contact avec le sodium, propagation éventuelle du processus) au cours des accidents de refroidissement.

- Mettre au point les modèles théoriques pour rendre compte des phénomènes.

- Identifier la nature et le comportement des signaux précurseurs qui peuvent à chaque stade permettre la détection.

Les principaux types d'accidents étudiés sont :

- des bouchages locaux,
- le bouchage global d'un assemblage avec maintien de la puissance,
- la réduction globale du débit simulant un arrêt de pompe sans chute de barres avec la réduction de puissance par effet Doppler (1) correspondant aux réacteurs étudiés (Phénix et Super Phénix).

Les essais déjà réalisés sur du combustible vierge (1 et 7 aiguilles) ont permis d'aller jusqu'à la fusion du combustible et d'étudier le comportement du réfrigérant sodium en double phase pendant l'accident.

On a pu montrer au cours des expériences que même avec de grandes perturbations dans le combustible (voir figure 1) et la disparition des gaines il n'y avait pas d'interaction violente entre sodium et combustible fondu.

(1) Variation de réactivité de signe contraire d'une variation de température du combustible, due à la variation de capture neutronique par les résonances de l'Uranium 238.



Fig. 1. — Etat d'un assemblage de sept aiguilles de combustible destiné à un réacteur à neutrons rapides, après une expérience d'accident de refroidissement dans le cadre du programme Scarabée.

Dans l'ensemble les résultats qualitatifs déjà acquis sont très rassurants sur le plan général de la sûreté. La sévérité des transitoires répétés subis sans dommage par le combustible et la confirmation des performances attendues de l'instrumentation de détection en témoignent et donnent l'assurance que les marges actuelles prises sur le combustible sont très suffisantes.

Les essais doivent être poursuivis avec des combustibles irradiés et un plus grand nombre d'aiguilles.

## 2.2. Feux de sodium

Le sodium fondu s'enflamme au contact de l'oxygène de l'air. Cette combustion peut avoir lieu soit en nappe à la suite de fuites ou de ruptures de tuyauteries, soit sous forme pulvérisée à la suite d'incidents brutaux, par exemple interaction sodium-combustible fondu entraînant la production d'aérosols.

A l'heure actuelle on ne sait pas éteindre les feux de sodium, on sait seulement les contrôler

et en diminuer les conséquences en absorbant les calories produites par des masses métalliques (ribbons) disposées à cet effet aux points névralgiques.

Les études de sûreté entreprises dans ce domaine ont pour but de mieux comprendre les mécanismes de combustion afin de faciliter la recherche d'extincteurs efficaces: on procède à des expérimentations sur feux en nappe et en aérosols afin de bien évaluer quantitativement les phénomènes physiques (pressions, températures...). Ces expérimentations ont lieu à Cadarache en caisson de 25 m<sup>3</sup> et de 400 m<sup>3</sup> (voir figure 2). Parallèlement un programme théorique de codes de calcul est entrepris. Les résultats expérimentaux permettent au fur et à mesure d'ajuster ces codes et de s'assurer que les modèles de calcul employés rendent bien compte des phénomènes, ce qui valide leur usage en analyse de sûreté.

## 3 ETUDES NON SPECIFIQUES A UNE FILIERE

Outre les études spécifiques aux réacteurs et aux filières, un certain nombre d'études applicables à tous types de réacteurs sont indispensables pour améliorer soit la méthodologie de l'analyse de sûreté soit la technologie mise en œuvre. Parmi celles-ci nous citerons deux exemples, les études de contrôle non destructif et celles de fiabilité.

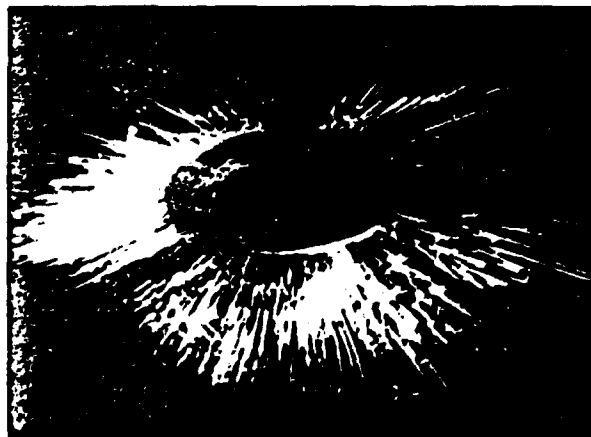


Fig. 2. — Feu de sodium pulvérisé. Dans un caisson de 25 m<sup>3</sup> on étudie la résistance du dôme d'un réacteur à neutrons rapides de 1 200 MVA électriques, à un feu de sodium pulvérisé. La pulvérisation est obtenue en projetant un jet de sodium sous pression sur une plaque située à 5 cm de la source.



### 3.1. Contrôle non destructif

Il importe de s'assurer que les enceintes et structures métalliques ne comportent pas de défauts dépassant une certaine importance, aussi bien avant la mise en service que pendant l'exploitation de chaque réacteur. Par ailleurs l'évolution dans le temps des défauts tolérables observés est une source précieuse d'enseignements pour la sûreté.

A l'heure actuelle il n'existe que très peu de matériel et de méthodes de contrôle non destructif ayant vraiment fait la preuve, dans des conditions réelles d'exploitation, de la valeur des renseignements fournis. De plus, il s'agit de matériel étranger dont toutes les caractéristiques ne sont pas toujours connues en raison du secret industriel.

Il importe donc, au titre des études de sûreté, de s'assurer :

— d'une part des performances des différentes méthodes utilisables, c'est-à-dire de la dimension des plus petits défauts décelables et de la précision avec laquelle on peut les localiser,

— d'autre part des possibilités d'utilisation de ces méthodes sur les réacteurs, compte tenu de ce que, souvent, des faibles emplacements sont disponibles pour leur mise en application.

En cas de difficultés ou de carences dans l'utilisation des matériels ou méthodes existants, les études peuvent aller jusqu'à une participation au développement de procédés adéquats.

Ces études ont pour but de ne proposer à l'analyse de sûreté que des prescriptions réalisables. Elles concernent principalement les procédés utilisant l'émission acoustique et le contrôle par ultrasons (voir figure 3).

### 3.2. Etudes de fiabilité

La substitution aux méthodes actuelles d'analyse qualitative de la sûreté, d'une méthode quantitative fondée sur une approche probabiliste est, à juste titre, une tendance mondiale.

Une des tâches des responsables des études de sûreté est de pouvoir mettre l'outil correspondant à la disposition des responsables des analyses. L'étude comprend trois aspects :

• Définition d'une méthodologie d'analyse par diagramme logique et arbre de défaillance. Cette analyse, nécessaire à l'introduction ultérieure d'éléments chiffrés, a l'avantage en elle-même d'obliger les analystes à mieux réfléchir à leur

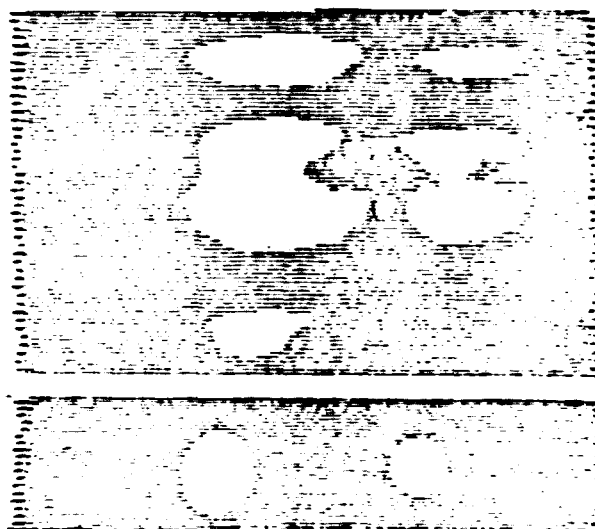


Fig. 3. — Amélioration des méthodes de contrôle ultrasonore. Utilisation de transducteurs à haute résolution sur un bloc étalon en acier noir d'épaisseur 200 mm, recharge en acier austénique à deux couches. Les défauts sont des trous à fond plat de diamètres 2 mm et 3 mm sur la face non rechargee.  
en haut : Examen avec transducteur standard : les trous sont « vus » plusieurs fois.  
en bas : Examen avec transducteur spécial.

problème et à mieux déceler les points critiques des diverses séquences accidentelles étudiées.

• Constitution d'une banque de données de fiabilité sur les composants de réacteurs. Il s'agit de pouvoir disposer de renseignements quantitatifs unitaires permettant, à l'aide des outils de calcul dont il sera question plus loin, de déterminer la fiabilité des sous-ensembles et ensembles.

La constitution d'une banque de données est un lourd travail qui ne peut être mené à bien que dans le cadre d'une collaboration internationale. Une telle collaboration est déjà en cours avec les Anglais en particulier. Elle s'appuie principalement sur l'exploitation des réacteurs existants. Le travail de collecte est plus ou moins facile suivant les matériels : si pour le matériel électronique, relais en particulier, on peut bénéficier d'une grande répétitivité d'emploi et d'un certain travail des constructeurs, il n'en est pas de même pour le gros matériel mécanique.

• Mise au point de codes de calcul permettant d'évaluer quantitativement la fiabilité des sous-ensembles et des ensembles à partir des données relatives aux composants, en automatisant la méthodologie définie ci-dessus.