



INSTITUT DE PROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE

DEPARTEMENT D'ANALYSE DE SURETE



INIS-XA-N--135

RAPPORT DAS/730

EXPERIENCE DE FONCTIONNEMENT DU REACTEUR PHENIX

COUTURIER J.*

*RENCONTRE STA-SCSIN, SCIENCE AND TECHNOLOGY
AGENCY.*

Tokyo, 8-12 octobre, 1990.

RAPPORT DAS/730

EXPERIENCE DE FONCTIONNEMENT DU REACTEUR PHENIX

COUTURIER J.*

RENCONTRE STA-SCSIN, SCIENCE AND TECHNOLOGY
AGENCY.

Tokyo, 8-12 octobre, 1990.

1990

* DAS/SGNR

EXPERIENCE DE FONCTIONNEMENT DU REACTEUR PHENIX

J. Couturier - IPSN/DAS

R E S U M E

Le réacteur surgénérateur de la centrale PHENIX est en exploitation depuis 17 ans. Outre la production d'électricité avec une puissance de 250 MW, le fonctionnement du réacteur a permis :

- 1 - de montrer qu'il pouvait être exploité sans difficulté majeure avec un taux de disponibilité élevé,
- 2 - d'apporter une démonstration de l'aptitude de composants en sodium et de matériels d'instrumentation à fonctionner convenablement de façon durable,
- 3 - d'optimiser les éléments combustibles des réacteurs à neutrons rapides,
- 4 - de tirer un certain nombre d'enseignements au plan de la sûreté, utiles pour le développement de la filière des réacteurs à neutrons rapides.

Les incidents qui sont survenus au cours des dernières années de fonctionnement du réacteur seront détaillés, en précisant les enseignements qui en ont été tirés.

Après avoir passé en revue ces événements, on présentera un certain nombre d'études et de dispositions de réalisation, mises en oeuvre dans le but de vérifier la sûreté du réacteur et de l'accroître sur certains points, compte tenu notamment des enseignements à caractère général qui ont pu être tirés des accidents ayant affecté les réacteurs de Three Mile Island et Tchernobyl ; on citera ici comme exemple les contrôles effectués à l'occasion du deuxième arrêt décennal, qui est intervenu en 1989, ainsi que la mise au point des procédures à prévoir à l'égard de situations accidentelles situées à la limite du dimensionnement ou hors dimensionnement.

T A B L E

1 - PRINCIPAUX RESULTATS DE L'EXPLOITATION DU REACTEUR

- 1.1. Rappel des principales caractéristiques du réacteur
- 1.2. Principaux résultats statistiques
- 1.3. Principaux événements survenus depuis 1985
 - a) Fuites de sodium secondaire
 - b) Incident lors du remplissage d'un circuit secondaire
 - c) Arrêts d'urgence par réactivité négative

2 - SURVEILLANCE ET MISE EN OEUVRE DE DISPOSITIONS DE SURETE

- 2.1. Arrêt décennal de 1989
- 2.2. Etudes de réévaluation de la sûreté du réacteur et mise au point des procédures H et U

3 - CONCLUSIONS

1 - PRINCIPAUX RESULTATS DE L'EXPLOITATION DU REACTEUR

1.1. Rappel des principales caractéristiques du réacteur

Les principales caractéristiques techniques du réacteur sont rappelées dans le tableau n° 1.

1.2. Principaux résultats statistiques

La première divergence du réacteur PHENIX fut effectuée le 31 août 1973 ; le réacteur fut mis en exploitation commerciale le 14 juillet 1974.

Depuis lors, le réacteur a fourni environ 21 TWh d'énergie électrique en 3590 jours équivalents à pleine puissance, correspondant à un facteur de charge de 60,5 %. Ceci représente 19,5 TWh d'énergie électrique fournie au réseau français. Le tableau n° 2 résume les principaux résultats d'exploitation à la date du 1er mars 1990.

1.3. Principaux événements survenus depuis 1985

De façon générale, les performances du réacteur et des circuits en sodium sont, depuis 1974, d'un niveau élevé ; non seulement leur fiabilité est bonne, mais il a été possible de montrer que l'on pouvait remplacer, nettoyer et réparer de gros composants sans difficulté.

Les principaux événements de l'histoire de fonctionnement du réacteur sont indiqués dans le tableau n° 3.

Au cours des premières années de fonctionnement du réacteur, les seuls événements sérieux ont été les fuites de sodium secondaire en tête des échangeurs intermédiaires, dues à des problèmes de géométrie et de mélange de sodium à la sortie des tubes d'échange de chaleur ; ceci a nécessité de réparer et de modifier la conception des échangeurs. L'extraction et la modification un par un des échangeurs de PHENIX était l'une des tâches les plus difficiles prévisibles sur un réacteur du type intégré ; les interventions, effectuées dans un temps court, ont représenté un succès notable et ont démontré l'importance de prévoir ce type d'événements au niveau du projet, de façon notamment à disposer de matériels de rechange.

En 1982 et 1983, quatre fuites d'eau (de 1 à 30 kg) dans le sodium secondaire, au niveau des modules resurchauffeurs des générateurs de vapeur, entraînèrent des opérations sur deux circuits secondaires. Les fissures étaient toutes localisées au niveau de soudures de rabouillage des tubes, au voisinage de coudes. Ces défauts furent la conséquence, d'une part des conditions particulières de fonctionnement des tubes incriminés lors des démarrages (passage d'eau), d'autre part d'anomalies de réalisation de certaines soudures. Seule la première fuite eut des conséquences, à savoir l'entraînement de sodium du côté vapeur. Tous ces incidents ont été correctement maîtrisés ; néanmoins les consignes et les automatismes de

.../...

sécurité ont été améliorés de façon à accroître la rapidité de mise en configuration de sécurité des générateurs de vapeur.

En mai 1984, une fuite de sodium secondaire, de faible débit, est apparue dans un échangeur intermédiaire, dans l'espace annulaire séparant le sodium chaud et le sodium froid. Il fut possible de poursuivre le fonctionnement du réacteur pendant près de deux mois, temps au bout duquel il fut décidé de remplacer l'échangeur. Au mois de décembre de la même année, une fuite apparut à nouveau sur le nouvel échangeur ; le réacteur fut maintenu en fonctionnement à deux boucles sur trois pendant neuf mois, pendant que les deux échangeurs défectueux étaient réparés.

Les deux fuites étaient la conséquence des réparations effectuées en 1977 après la première série d'incidents (difficulté de réalisation de certaines soudures).

a) Fuites de sodium secondaire survenues depuis 1985

En mai 1986, une fuite est apparue sur une tuyauterie du circuit secondaire n° 3 située dans le bâtiment des générateurs de vapeur, à l'entrée du module resurchauffeur ; cette fuite a été détectée grâce au système constitué de cordons situés en génératrice inférieure des tuyauteries. Près de 50 kg de sodium ont fui et ont gelé dans le calorifuge entourant la tuyauterie. Comme la forme de la tuyauterie était complexe (forme de T), il a été nécessaire de fabriquer une pièce de rechange, ce qui entraîna un fonctionnement du réacteur à deux circuits secondaires sur trois pendant deux mois.

La fuite a été la conséquence d'un défaut d'alignement des tuyauteries situées de part et d'autre de la soudure, entraînant des chargements importants et une fissuration différée.

De plus, cette fuite ayant mis en évidence un risque lié à la possibilité de corrosion de l'acier du fait d'une réaction entre le sodium et le calorifuge, l'exploitant a pris des mesures pour détecter plus rapidement les fuites de sodium, en surveillant de façon continue l'isolement des deux cordons de préchauffage des tuyauteries ; par ailleurs, une consigne impose dorénavant que dès la détection d'une fuite, un examen de la zone de tuyauterie en défaut doit être effectué par découpe locale du calorifuge. De plus, un programme de contrôle non destructif complet des soudures des circuits secondaires a été engagé en 1986.

Il convient également de noter qu'une faible fuite de sodium secondaire a été détectée en octobre 1988 dans l'espace annulaire d'un échangeur intermédiaire ; la partie incriminée de l'échangeur est en cours d'expertise.

Cet échangeur a été remplacé par un échangeur neuf, appelé "H", qui est équipé de plus de 60 thermocouples, dont certains sont situés dans la partie du sodium primaire des tubes d'échange ; ceci permettra d'avoir une meilleure connaissance des gradients thermiques dans les échangeurs, de revoir éventuellement les chargements

.../...

utilisés à la conception et d'effectuer une comptabilisation des situations.

b) Erreur d'opérateur lors du remplissage d'un circuit secondaire en 1988

En octobre 1988, au cours du remplissage en sodium d'un circuit secondaire, une fuite de sodium a été détectée au niveau de l'un des systèmes presse-étoupe des membranes de sécurité du générateur de vapeur ; 180 kg de sodium, incandescent, ont fui dans une gatte.

Cette fuite a eu pour origine une erreur d'opérateur lors des vérifications préliminaires concernant les vannes du circuit secondaire : une vanne d'un type particulier, à disque percutable manuellement, a été manoeuvrée, de sorte que le sodium n'a pas rempli le circuit, mais le réservoir prévu pour recevoir les produits de réaction sodium-eau. Le sodium a monté dans la cheminée centrale de ce réservoir sur laquelle sont raccordées les membranes de sécurité des générateurs de vapeur, et le système presse-étoupe de l'une d'elles a fui. Cet incident a fait apparaître que :

- la procédure de remplissage des circuits secondaires devait être complétée du point de vue de la surveillance, notamment pour ce qui concerne la pression d'argon dans les circuits,
- certaines actions et vérifications indiquées dans cette procédure devaient être mieux précisées,
- les opérateurs devaient être instruits de façon plus complète des modifications apportées aux matériels de la centrale, en l'occurrence les vannes à disque percutable.

c) Arrêts d'urgence survenus en août et septembre 1989, ainsi qu'en septembre 1990

Peu de temps après le redémarrage du réacteur faisant suite à l'arrêt décennal de 1989, trois arrêts d'urgence sont intervenus par dépassement du seuil négatif de réactivité, après des durées de fonctionnement de 4, 9 et 14 jours équivalents à pleine puissance. Ces arrêts d'urgence ont été caractérisés par des perturbations de puissance et de réactivité quasiment identiques, détectées de manière similaire par les trois chambres de mesures neutroniques situées sous les cuves du réacteur.

Dans un premier temps, une explication a été recherchée au niveau des chambres de mesures neutroniques, changées à l'occasion de l'arrêt décennal, une mauvaise immunité aux perturbations électromagnétiques pouvant être la cause des phénomènes observés. Des vérifications, accompagnées de quelques améliorations au niveau du raccordement des chambres, ont conduit à écarter cette hypothèse avant que le troisième arrêt d'urgence ne survienne.

.../...

Après ce troisième arrêt d'urgence, les investigations ont été poursuivies de façon préférentielle à l'égard de l'hypothèse d'un passage de gaz en périphérie du coeur, car il est apparu que les anomalies de réactivité avaient été accompagnées d'une légère surpression du ciel de pile. A la suite de ces investigations, un tel passage de gaz en périphérie du coeur a été retenu comme une cause possible des anomalies, des essais effectués lors de l'arrêt du réacteur ayant montré que les assemblages purgeurs ne remplissaient pas leur fonction ; en conséquence, des dispositions ont été prises pour permettre le redémarrage du réacteur dans des conditions de sûreté acceptables, parmi lesquelles on citera, d'une part l'installation de nouveaux assemblages purgeurs, d'autre part la vérification qu'un passage de gaz, physiquement réaliste, au centre du coeur, n'aurait pas de conséquences graves sur le coeur.

Le nouvel arrêt d'urgence survenu le 4 septembre 1990 par dépassement du seuil négatif de réactivité, qui a fait suite à des perturbations de réactivité et de pression du ciel de pile du même type que celles relatives aux arrêts d'urgence de 1989, nécessite de reprendre les analyses déjà effectuées, en explorant à nouveau toutes les causes possibles d'introduction fugace de réactivité négative. Cette analyse se poursuit actuellement.

2 - SURVEILLANCE ET MISE EN OEUVRE DE DISPOSITIONS DE SURETE

Outre les incidents de fonctionnement qui ont nécessité cas par cas la mise en oeuvre de dispositions particulières, la sûreté du réacteur fait l'objet de certaines études et vérifications programmées en liaison avec les organismes de sûreté.

On présentera ci-après les vérifications majeures effectuées pendant les cinq dernières années.

2.1. Arrêt décennal de 1989

La réglementation française impose d'effectuer tous les dix ans une réépreuve des appareils soumis à une pression de gaz. Les dernières réépreuves ayant été effectuées à PHENIX en 1980 et une inspection complète du groupe turbo-alternateur s'imposant, il a été décidé de les effectuer à l'occasion d'un arrêt de révision générale de la centrale, programmé d'avril à juin 1989.

Les principales opérations notables au plan de la sûreté ont concerné le réacteur, les circuits secondaires, les générateurs de vapeur et le barillet de stockage des éléments combustibles. Elles ont consisté en grande partie en des contrôles non destructifs de soudures, de façon à avoir une connaissance plus précise de l'état des structures et des tuyauteries après 16 ans de fonctionnement.

a) Bloc réacteur

Des tests d'étanchéité des cuves ont été effectués par injection d'hélium, de la façon suivante (voir la figure n° 1) :

- par injection entre la cuve double-enveloppe et la cuve d'enceinte primaire, de façon à vérifier l'étanchéité de la cuve d'enceinte primaire et de la cuve double-enveloppe,
- par injection dans le ciel de pile, de façon à vérifier l'étanchéité de la cuve principale et de la fermeture supérieure.

Par ailleurs, un contrôle par ultra-sons a été effectué sur 60 % de la longueur des soudures de liaison du toit à la cuve principale, ainsi que de liaison de la cuve principale à la cuve double-enveloppe. Aucun défaut notable n'a été détecté ; les quelques indications relevées par gammagraphie après la fabrication des cuves ont été retrouvées et n'ont pas révélé d'évolution.

Le procédé de contrôle avait été préalablement validé sur une maquette à l'échelle 1 représentant les parties examinées des cuves.

De plus, la soudure de liaison de l'une des 21 attentes de la cuve principale a été contrôlée, ainsi que l'état du calorifuge dont la cuve double-enveloppe est recouvert, y compris dans la partie basse de la cuve.

b) Circuits secondaires

Les tuyauteries des circuits secondaires, de diamètre 355 mm et 508 mm, sont formées de tronçons connectés par des soudures circulaires.

Les tuyauteries sont en acier austénitique du type 304 ou 321.

L'inspection a été effectuée par gammagraphie, et il fut procédé, chaque fois que des indications furent relevées, à un examen complémentaire par ultra-sons (avec certaines difficultés dues au type d'acier, à l'épaisseur des tuyauteries, à savoir 7 mm, et à la géométrie des soudures dans certains cas).

Chaque circuit secondaire possède près de 200 soudures, dont environ 80 ont été effectuées sur le site. Les contrôles ont porté sur environ 20% de l'ensemble des soudures, mais il convient de noter que :

- 100% des soudures de fermeture de tronçons ont été contrôlées,
- plus de 65% des soudures effectuées sur le site, dont les précédentes, ont été contrôlées.

.../...

Quatre soudures ont présenté des anomalies significatives :

- deux d'entre elles ont été refaites par l'exploitant, car elles présentaient des défauts dont la profondeur atteignait la moitié de l'épaisseur des tuyauteries,
- une autre soudure, située dans le bâtiment du réacteur, a mis en évidence un désaccostage important des tuyauteries de part et d'autre de la soudure ; de ce fait, les organismes de sûreté ont demandé à l'exploitant d'effectuer la réparation de cette soudure, de façon à réduire autant que possible le risque de fuite de sodium dans le grenier du réacteur,
- une soudure de raccordement d'une tuyauterie à l'un des échangeurs intermédiaires présentait un caniveau ; ce défaut a été laissé en l'état, sur la base d'une étude montrant l'absence de nocivité, ceci avec une marge de sécurité importante.

Depuis l'arrêt décennal, ces contrôles ont été étendus à d'autres soudures, ceci à l'occasion des arrêts pour rechargement du coeur.

c) Barillet

Le barillet de stockage (voir la figure n° 2) du combustible irradié est constitué d'une seule cuve, de 5,4 mètres de diamètre et 7,4 mètres de hauteur, contenant 130 tonnes de sodium à une température inférieure à 165 °C ; la cuve est en acier ferritique A42.

Le puits de cuve du barillet est recouvert d'un tôleage jusqu'à une hauteur suffisante pour pouvoir éviter une réaction entre le sodium et le béton en cas de fuite de la cuve.

A la suite de l'incident survenu sur la cuve du barillet de la centrale de CREYS-MALVILLE, et en accord avec les organismes de sûreté, une série de contrôles non destructifs des soudures de la cuve du barillet a été mise en oeuvre pendant l'arrêt décennal.

Les soudures à examiner furent sélectionnées parmi celles les plus chargées.

Le procédé de contrôle ultra-sonore fut préalablement validé sur une maquette représentant une portion de cuve à l'échelle 1.

De façon générale, le contrôle a porté sur 15% à 20% de la longueur totale de l'ensemble des soudures de la cuve ; par ailleurs, suite à une demande des organismes de sûreté, l'exploitant a contrôlé les soudures de liaison de l'unique platine, du type de celles du barillet de la centrale de CREYS-MALVILLE, à la cuve du barillet, platine servant au positionnement d'une tuyauterie du circuit de purification du sodium.

.../...

Un seul défaut, en limite de notation, a été trouvé dans la soudure de liaison de la virole au fond de la cuve (collage) ; toutefois, ce défaut a été laissé en l'état, car l'on s'est assuré de son absence de nocivité, avec des marges de sécurité importantes, y compris en cas de séisme.

Par ailleurs, la surveillance et la protection à l'égard d'une éventuelle fuite de cuve ont été améliorées, d'une part en installant un système de détection d'aérosols de sodium (spectrophotomètre à flamme), qui vient compléter le cordon de détection de fuite situé dans le fond du puits, d'autre part en équipant le puits d'un système d'injection d'azote.

2.2. Etudes de réévaluation de la sûreté du réacteur et mise au point des procédures H et U

Une réévaluation de la sûreté du réacteur a été effectuée par les organismes de sûreté en 1986, ce qui a conduit l'exploitant à engager un certain nombre d'études complémentaires, relatives en grande partie aux situations accidentelles et aux procédures à mettre en oeuvre dans le cas où l'une d'elles surviendrait.

On passera en revue ci-après les principales études engagées par l'exploitant.

Tout d'abord, à l'égard du risque de grand feu de sodium secondaire dans le grenier du réacteur ou dans le bâtiment des générateurs de vapeur, le programme de contrôles non destructifs des soudures est actuellement complété par une étude de nocivité portant sur l'ensemble des tuyauteries, ce qui permettra éventuellement de laisser en l'état certains défauts qui seraient relevés lors des prochains contrôles.

Par ailleurs, un important travail a été engagé pour réévaluer le comportement sismique de la centrale, en utilisant les méthodes actuelles de calculs ; les premiers résultats obtenus sont cohérents avec ceux obtenus lors des études de conception.

Pour ce qui concerne les situations accidentelles de fonctionnement du réacteur, il convient de mentionner la réévaluation des conséquences d'une perte des trois circuits secondaires (situation dite de D.C.N.E.P.) : cette réévaluation a fait apparaître que, dans le cas où la convection forcée du sodium primaire ne pourrait pas être maintenue, du fait d'un éventuel grippage des pompes primaires, la partie haute de la cuve, faiblement contrainte, serait toutefois soumise à une température élevée, supérieure à 700 °C.

Dans ces conditions, il a été décidé, le 20 avril 1990, de limiter la puissance thermique du réacteur à 500 MW, de façon à ce qu'un tel accident ne conduise pas à une température de la cuve principale supérieure à 700 °C ; des études sont poursuivies sur cette question, pour préciser les marges disponibles.

Enfin, un grand nombre d'études concernant les situations à la limite du dimensionnement ou hors dimensionnement, faisant

.../...

l'objet de procédures H et U, ont été engagées ; la liste de ces procédures est donnée dans le tableau n° 4.

Les travaux effectués concernant le puits de cuve du barillet ont par exemple permis de compléter la procédure U5 applicable en cas de fuite de cette cuve ; cette procédure, qui est maintenant opérationnelle, est organisée autour de deux actions, d'une part l'injection d'azote dans le puits de cuve, de façon à se prémunir contre une éventuelle réaction sodium-air, d'autre part un apport de sodium dans la cuve, de façon à ne pas dégrader le refroidissement du combustible.

3 - CONCLUSION

Depuis 17 années de fonctionnement, le réacteur PHENIX a fourni un grand nombre d'enseignements pouvant être retenus pour le développement de la filière des réacteurs à neutrons rapides ; certains d'entre eux ont été appliqués à SUPER-PHENIX, notamment ceux relatifs aux problèmes rencontrés en 1976 et 1977 sur les échangeurs intermédiaires.

Tous les incidents survenus à PHENIX depuis 1973 ont été maîtrisés et ont eu peu de conséquences ; par contre, ils ont permis de tirer des enseignements importants du point de vue de la sûreté.

De façon générale, la cause exacte des incidents a toujours été identifiée ; seuls les arrêts d'urgence provoqués par dépassement du seuil de réactivité négative posent des problèmes difficiles de compréhension et vont à nouveau nécessiter un important travail d'investigations.

TABLE 1

MAIN REACTOR CHARACTERISTICS

Maximum thermal power	605 MW
Electrical power	250 MW
Number of primary pumps	3
Number of heat exchangers	6
Number of secondary loops and steam generators	3
Number of fissile subassemblies	103
Number of fertile subassemblies	90
Number of control rods	6

Core characteristics:

Sodium coolant inlet temperature	395 °C
Sodium outlet temperature	555 °C
Sodium temperature rise in the core	160 °C
Maximum cladding temperature with uncertainties	700 °C
Maximum fuel linear heat generation rate	450 W/cm

Core control/ monitoring parameters

- Scram

Reactivity	ρ^+, ρ^-
Sodium temperature rise in the core	DTC
Power/Sodium flowrate	P/Q
Maximum cladding temperature	TMG
Deviations of sodium temperature rise between subassemblies	$\delta(\Delta T_i)$
Earthquake	
Radioactivity in the reactor hall	
225 kV mains outage	

- Fast shutdown

Sodium inlet temperature	Te
--------------------------	----

Offsite power sources:

Main power network	225 kV
Auxiliary power network	15 kV

Onsite power sources:

Main emergency generators	2x2750 kVA
Auxiliary emergency generators	4 sets

TABLE 2

STATISTICS UP TO THE 1st MARCH 1990

Gross energy production	21 TWh
Equivalent full power days (EFPD)	3590
Load factor	60.5 %
Availability	65.9 %
Maximum burn-up (standard subassemblies)	115000 MWd/t
Maximum burn-up (experimental SA's)	138620 MWd/t
Fuel peak burn-up	16.5 at% - 150 dpaNRT
Number of subassemblies irradiated	694
Number of subassemblies reprocessed	413
Reactor operating hours	96136
Secondary pump running hours	132115
Primary pump running hours	138930
Steam generator running hours	~ 89000
<hr/>	
Number of leaks on sodium circuits	10
Number of cladding failures	15

TABLE 3

MAIN EVENTS SINCE 1974

	1976	1977	1978	1980	1982	1983	1984	1988	1989	1990
IHX repairs	2	1					2			
SGU leaks					2	2				
Operator error with sodium leak								1		
Scrams with negative reactivity									3	1
Ten yearly outages (planned overhauls)				1					1	

TABLE 4

"H" AND "U" PROCEDURES

H PROCEDURES

- H1 LOSS OF HEAT SINK (service water)
- H2 LOSS OF EMERGENCY COOLING SYSTEM (water loops welded on the third vessel)
- H3 LOSS OF OFFSITE POWER SOURCE AND OF THE TWO MAIN GENERATOR SETS
- H4 LOSS OF THE NITROGEN AND/OR ARGON PRODUCTIONS SYSTEMS
- H5 LOSS OF THE FUEL STORAGE DRUM COOLING SYSTEM
- H6 SODIUM-WATER-AIR REACTION IN A STEAM GENERATOR
- H7 BREAK OF SEVEN TUBES IN A STEAM GENERATOR' MODULE
- H8 SCRAM AUTOMATIC CONTROL FAILURE

U PROCEDURES

- U1 MELTDOWN OF ONE OR SEVERAL SUBASSEMBLIES
- U2 CORE MELTDOWN
- U3 REACTOR VESSEL LEAKAGE (1,2 or 3)
- U4 COMPONENT DROP INTO THE REACTOR FROM HANDLING HOOD FAILURE
- U5 DRUM TANK LEAKAGE

FIGURE 1

REACTOR VESSELS LEAKTIGHTNESS TESTS DURING THE
1989 OVERHAUL

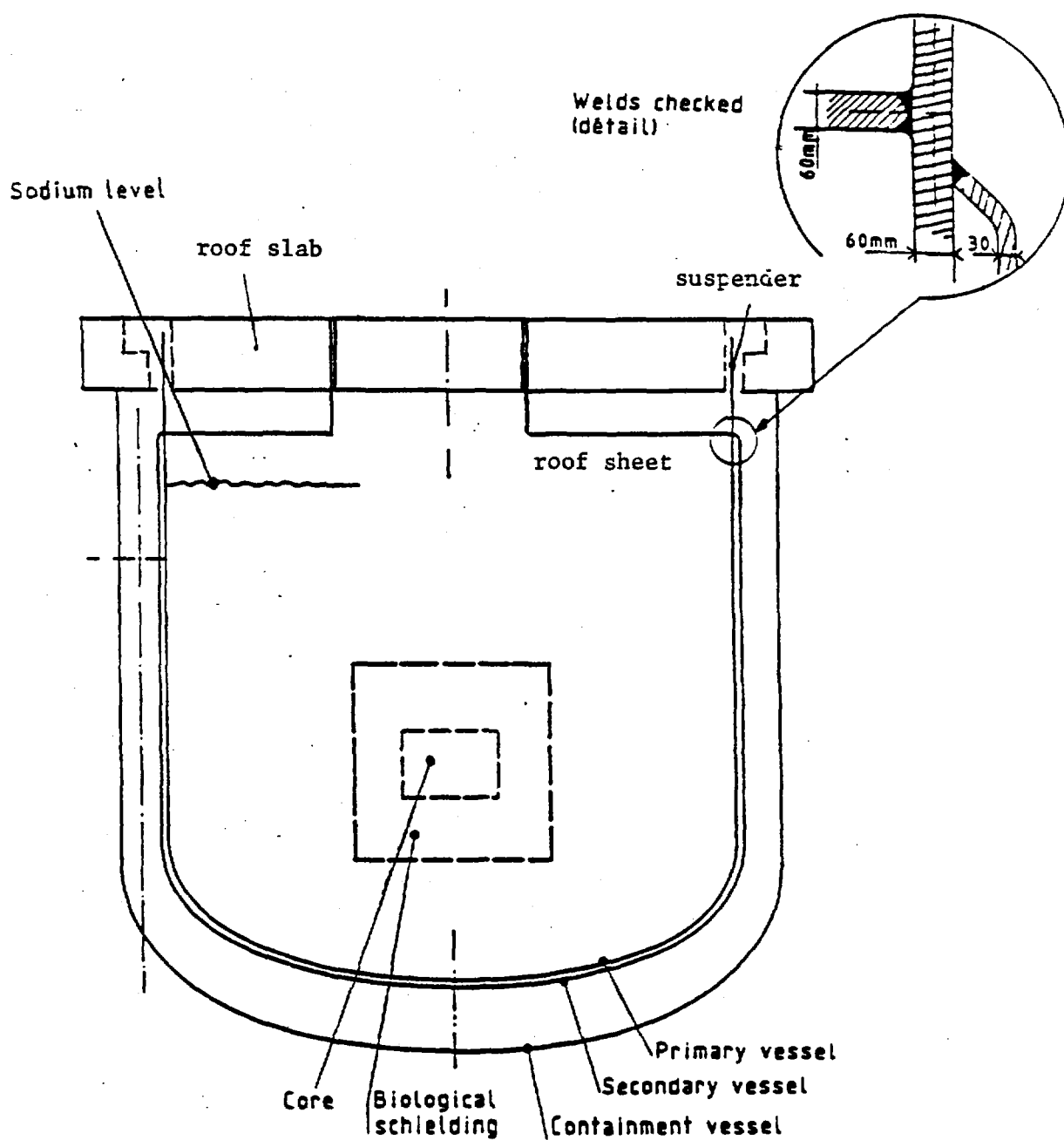


FIGURE 2

FUEL STORAGE DRUM AND CONCRETE
PIT OF THE PHENIX PLANT

