

CENTRE DE PRODUCTION NUCLEAIRE DE SAINT-LAURENT-DES-EAUX

CENTRALE A

INCIDENTS DE FUSION D'ELEMENTS COMBUSTIBLES

RETOUR D'EXPERIENCE

AMELIORATION DE LA SURETE DES INSTALLATIONS

1 - DESCRIPTION SUCCINCTE DE LA CENTRALE

La Centrale de Saint-Laurent-des-Eaux A comporte 2 tranches (ensemble d'installations indépendantes) de conception sensiblement identique. Toutefois, la tranche n° 2 démarrée en août 1971, a bénéficié d'un certain nombre d'améliorations et de modifications par rapport à la tranche n° 1, démarrée en mars 1969. Ceci a permis de porter la puissance électrique brute, celle produite aux bornes des alternateurs, de 500 MW (1 MW = 1 000 kilowatts) pour la tranche n° 1 à 530 MW pour la tranche n° 2.

Chaque tranche comporte un réacteur, un échangeur de chaleur et 2 groupes turboalternateurs. Les réacteurs sont de la filière uranium naturel-graphite-gaz (filière UNGG) de conception intégrée.

La partie descriptive qui suit est volontairement limitée à ce qui est strictement nécessaire pour la compréhension de la suite du document. Les valeurs numériques données, sauf spécifications contraires, sont relatives à la tranche n° 1.

Coeur du réacteur (figure n° 1)

Le coeur du réacteur est constitué d'un empilement, composé de plots de graphite de forme hexagonale superposés et formant ainsi des colonnes, de 16 m de diamètre et de 10,2 m de hauteur.

La plupart de ces colonnes sont percées sur toute leur hauteur d'un trou formant des canaux dans lesquels sont placés les éléments combustibles. Au centre du coeur, 33 canaux sur 36 sont chargés de combustible, les 3 canaux restants sont occupés par des barres de contrôle. A la périphérie, 24 canaux sur 36 sont chargés de combustible, 9 canaux sont chargés de rondins pleins de graphite. Cette disposition permet d'obtenir un meilleur aplatissement radial de la puissance produite par le réacteur. Au total, 2 934 canaux sont chargés de combustible.

L'ensemble du coeur du réacteur repose par l'intermédiaire de vérins sur une structure mécano-soudée, l'aire-support. Cette dernière repose elle-même à sa périphérie sur une couronne cylindrique de 15 mètres de hauteur, la jupe-support. Celle-ci repose sur la dalle inférieure du caisson.

Chargement du réacteur (figure n° 2)

Les éléments combustibles, de 600 mm de longueur, sont constitués d'un tube d'uranium naturel faiblement allié. Le trou central est occupé par un noyau de graphite. Extérieurement, l'uranium est enfermé dans une gaine ailetée en alliage de magnésium-zirconium. L'élément combustible est placé dans une chemise (tube) de graphite comportant une gorge à la partie supérieure qui en permet la préhension.

.../...

Chaque canal chargé de combustible comporte de bas en haut :

- une culasse-poubelle qui permet de régler le débit de gaz dans le canal en fonction de la puissance produite par le canal,
- une fausse cartouche ou fausse chemise qui est en fait une chemise particulière. Elle a pour simple rôle de positionner les éléments combustibles dans le canal,
- 15 éléments combustibles.

Les canaux périphériques chargés de graphite comportent de bas en haut :

- une fausse chemise,
- 14 rondins pleins en graphite avec une gorge de préhension à la partie supérieure,
- un rondin verrou non manipulable par le grappin de la machine de manutention du combustible.

Contrôle et sécurités du réacteur

Le contrôle du réacteur est assuré par 135 barres de contrôle, réparties en groupes assurant des fonctions différentes. Ces barres sont commandées par des treuils disposés dans les puits (trous) qui traversent la dalle supérieure du caisson. Elles peuvent s'enfoncer plus ou moins dans les canaux prévus pour régler la puissance du réacteur et chuter librement pour assurer l'arrêt immédiat du réacteur.

Outre la détection de rupture de gaine exposée plus loin la protection du réacteur est assurée par des chaînes de sécurité dont la logique peut assurer, si nécessaire, l'arrêt immédiat de celui-ci. Ces chaînes sont indépendantes des calculateurs de conduite. Ces derniers les complètent toutes pour la surveillance de certaines grandeurs et peuvent eux-mêmes provoquer l'arrêt du réacteur (redondance de sécurités).

Echangeur de chaleur (figure n° 3)

A l'intérieur de la jupe-support est placé l'échangeur de chaleur. Celui-ci est composé de 1 374 panneaux fonctionnant en parallèle et constitués chacun de 85 tubes ailetés en série.

Les panneaux sont regroupés en 26 tours et 4 demi-tours qui correspondent à des ensembles montés en usine et mis en place un à un dans le caisson. Les panneaux des tours et demi-tours sont regroupés du point de vue écoulement eau-vapeur en 4 parties identiques formant ainsi 4 quarts d'échangeur.

L'eau rentre à la base des panneaux, se réchauffe, se vaporise puis la vapeur est surchauffée et redescend par des collecteurs. Les arrivées d'eau et les sorties de vapeur du caisson se font par des traversées de la dalle inférieure du caisson.

Caisson

L'ensemble coeur du réacteur - échangeur de chaleur est contenu dans un caisson en béton précontraint dont l'épaisseur minimale du fût est de 4,75 mètres. Le caisson repose sur 24 murs-panneaux moulés dans le sol. Il comporte intérieurement une protection thermique (pavés de béton à base de ponce) et une peau d'étanchéité refroidie par 2 circuits d'eau.

Refroidissement du réacteur (figure n° 4)

En fonctionnement, le caisson est rempli de 185 tonnes de gaz carbonique (CO₂) sous une pression de 26,5 bars. Le CO₂ est mis en circulation par 4 soufflantes entraînées chacune par une turbine à vapeur (turbosoufflantes). Le CO₂ circule de bas en haut dans l'espace annulaire (partie située entre la jupe-support et l'empilement d'une part et le caisson d'autre part) à une température de 240°C. Il redescend dans les canaux du réacteur dans lesquels il s'échauffe jusqu'à une température moyenne de 400°C puis cède sa chaleur à l'eau et à la vapeur aux travers des tubes de l'échangeur.

La vapeur produite par l'échangeur alimente les 2 groupes turboalternateurs et les turbines des 4 turbosoufflantes.

Cette vapeur après avoir cédée une partie de son énergie aux turbines, est condensée pour réalimenter l'échangeur. L'ensemble des circuits de circulation et d'utilisation de la vapeur sont donc entièrement fermés et forment le circuit secondaire.

Lorsqu'un réacteur est arrêté et qu'il n'y a plus de production de vapeur, il est néanmoins indispensable de le refroidir pour évacuer la chaleur que continue à dégager le réacteur après l'arrêt. Cette chaleur, appelée chaleur résiduelle ou puissance résiduelle, provient de la décroissance radioactive des produits radioactifs qui se sont formés et accumulés dans l'uranium au cours du fonctionnement du réacteur. La puissance résiduelle représente 5 heures après l'arrêt du réacteur environ 1 % de la puissance à laquelle celui-ci fonctionnait avant son arrêt.

Pour le démarrage d'un réacteur ou après l'arrêt de celui-ci, l'évacuation de la chaleur est réalisée en faisant circuler de l'eau dans l'échangeur et en alimentant les turbines d'entraînement des soufflantes par de la vapeur produite par une centrale auxiliaire commune aux 2 tranches.

Cette centrale auxiliaire comporte :

- 4 chaudières brûlant du fuel lourd à basse teneur en soufre. Chaque chaudière peut alimenter une turbosoufflante de chaque tranche,
- 4 groupes turboalternateurs auxiliaires alimentés en vapeur par les chaudières précédentes. L'énergie électrique produite alimente les auxiliaires des tranches concourant à assurer la sûreté de celles-ci.

.../...

Finalement, pour chaque réacteur, le refroidissement de celui-ci et le transfert de chaleur vers l'échangeur sont assurés par 4 boucles de soufflage indépendantes.

Refroidissement de secours

En cas d'arrêt des 4 turbosoufflantes le sens de circulation du gaz dans le réacteur et la disposition relative de l'échangeur par rapport au réacteur ne permettent pas le maintien de la circulation du gaz carbonique par simple différence de température (fonctionnement en thermosiphon). Aussi, à la partie supérieure de l'espace annulaire, sont installés 6 modules d'échange avec des tubes ailetés. En faisant circuler de l'eau froide dans ces modules, après arrêt des soufflantes, le sens de circulation du gaz carbonique s'inverse. Il est ainsi possible d'évacuer la puissance résiduelle du réacteur et de refroidir l'ensemble des structures internes au caisson.

Les 6 modules d'échange et tous leurs auxiliaires constituent les échangeurs d'arrêt. Ceux-ci forment 2 ensembles indépendants dans lesquels l'eau, après refroidissement dans un échangeur externe au caisson, circule en circuit fermé.

Refroidissement à l'arrêt

Lorsqu'un réacteur est à l'arrêt, il est possible de dégonfler le caisson. Deux orifices (portes lourdes amont et aval) sont ouverts dans le caisson. Celui-ci est alors rempli d'air dont la circulation est assurée par des ventilateurs. L'air est rejeté à l'atmosphère après refroidissement et filtration. Selon les cas, l'air peut de plus être mis en circulation à l'intérieur du caisson par 1 ou 2 turbosoufflantes. Il est ainsi possible au personnel d'intervenir sur les matériels à l'intérieur du caisson pour toute la partie située sous le niveau inférieur de l'aire-support y compris dans l'espace annulaire.

Renouvellement du combustible (figure n° 5)

Le renouvellement du combustible se fait réacteur en marche à l'aide d'une machine intégrée appelée improprement DPM (Dispositif Principal de Manutention). Cette machine peut se positionner et s'accoupler d'une manière étanche avec l'un quelconque des puits de chargement qui traversent la dalle supérieure du caisson. A partir d'un puits, la machine peut accéder par son bras à l'un des 33 canaux correspondants au puits. Les éléments combustibles sont manutentionnés un à un par un grappin. Le combustible utilisé est évacué vers une piscine où il est séparé de sa chemise puis stocké dans des casiers. Il se désactive pendant 4 à 6 mois avant d'être expédié en château de transport, par convoi routier puis par chemin de fer, vers l'usine de retraitement de Marcoule.

.../...

Détection de rupture de gaine

A la sortie de chaque canal du réacteur, 2 tuyauteries de prélèvement de gaz sont installées. Elles sont regroupées 8 par 8 pour former des collecteurs selon un réseau matricé. Le gaz de chaque collecteur est aiguillé cycliquement toutes les 24 minutes vers un détecteur qui permet de contrôler automatiquement l'étanchéité des gaines du combustible. En cas d'anomalie, le réseau matricé permet d'identifier le canal en défaut. L'un des 2 prélèvements de gaz du canal incriminé est alors aiguillé en permanence vers un détecteur spécialisé appelé suiveur. On peut ainsi suivre l'anomalie et selon la vitesse d'évolution décharger l'élément en défaut ou arrêter le réacteur.

Lors du renouvellement d'un canal, l'un des prélèvements de gaz de ce canal est systématiquement passé sur un suiveur particulier.

L'ensemble des matériels assurant le contrôle de l'étanchéité des éléments combustibles forme la détection de rupture de gaine (D.R.G.).

Le gaz sortant du réacteur se trouve recyclé, au régime nominal, environ toutes les 25 secondes. En cas de rupture de gaine importante, le gaz radioactif qui s'échappe va être lui-même recyclé et peut provoquer après mélange plusieurs évolutions sur des collecteurs autres que ceux correspondants au canal en défaut. En cas de 4 dépassements simultanés provoquant 4 ou plus demandes de passage sur suiveur ou si la somme des mesures est supérieure à une valeur déterminée, le réacteur est automatiquement arrêté. Cette disposition s'appelle détection de rupture de gaine générale (D.R.G.G.) fonctionnelle.

Pour se protéger vis-à-vis de ruptures de gaine à évolution très rapide et pour assurer la surveillance de la charge de combustible en cas d'indisponibilité des 2 calculateurs de conduite assurant les commandes de la DRG, il a été installé 3 ensembles entièrement autonomes de détection de rupture de gaine générale (DRGG autonome). Les prélèvements de gaz se font à l'entrée de l'échangeur principal. Les détecteurs fonctionnent selon un principe différent de ceux de la DRG (temps de réponse plus court). En cas d'évolution, ils peuvent provoquer l'arrêt du réacteur.

Contrôle-Commande

La surveillance et la majeure partie des commandes des matériels de la tranche est assurée par 2 calculateurs (un en fonctionnement normal - un en secours). En cas d'indisponibilité de ceux-ci, la tranche est arrêtée dans un délai d'une heure. Les matériels assurant le refroidissement du réacteur ont des possibilités de commande et de surveillance indépendantes des calculateurs. Il en est de même pour toutes les sécurités des réacteurs.

Tous les changements d'état de matériels, les mesures mises en surveillance ou celles en dépassement par rapport à un seuil fixé sont enregistrées sur diverses télescriptrices. Les ordres sont donnés aux calculateurs par l'intermédiaire d'un pupitre dialogue.

.../...

Conditions de fonctionnement

A partir de 1975, des fuites sont apparues sur les panneaux constituant les échangeurs. Les expertises réalisées sur les 2 échangeurs ont montré qu'il s'agissait d'un phénomène d'érosion-corrosion généralisé dans les coudes situés en fin de zone de vaporisation.

Parmi les dispositions prises pour limiter si ce n'est annuler ce phénomène, il a été décidé de réduire de 15 % la puissance de fonctionnement des tranches en régime continu.

Aussi depuis 1980, les tranches ne fonctionnent plus qu'à une puissance continue nette (consommation des auxiliaires déduite) de 390 MW pour la tranche n° 1 et de 450 MW pour la tranche n° 2.

Corrosion des aciers par le CO₂

Les aciers soumis à l'action du gaz carbonique chaud subissent une oxydation d'abord lente puis à vitesse pratiquement constante jusqu'à destruction complète du métal. Les aciers alliés résistent mieux à cette corrosion que les aciers non alliés. La présence de silicium et de chrome dans les aciers a un rôle bénéfique vis-à-vis de cette corrosion. Ce problème découvert en 1970 affecte surtout la tranche n° 1 car des modifications ont pu être apportées à la tranche n° 2 avant la fin du montage.

La zone du réacteur la plus soumise à ce phénomène est celle située entre la partie basse de l'empilement et la partie supérieure de l'échangeur.

Les parties situées au-dessus de l'aire support (prélèvements DRG - mesures de température à la sortie des canaux - etc.,) font l'objet d'une surveillance en marche et à chaque arrêt programmé. Certaines parties sous l'aire-support (carénages des tuyauteries de prélèvements DRG) ont fait l'objet de réparations.

2 - INCIDENT DU 17 OCTOBRE 1969 (FUSION DE 2 ELEMENTS COMBUSTIBLES SUR LA TRANCHE N° 1)

La réactivité du combustible neuf est plus faible que celle d'un combustible modérément irradié. Ceci signifie que le combustible neuf est moins apte à subir la fission et que la puissance maximale du réacteur est plus faible au démarrage. Lorsque le combustible est irradié, il se forme du plutonium qui va à son tour subir la fission ainsi que des produits de fission à vie longue dont certains constituent des poisons pour la réaction de fission. Dans un premier temps (irradiation du combustible inférieure à 1 700 MWj/t), l'effet de la formation de plutonium l'emporte sur celui des produits de fission.

.../...

Pour permettre une montée en puissance plus rapide du réacteur, il avait été décidé de ne pas charger la totalité des canaux de celui-ci. Dans la zone centrale, sur les 36 canaux correspondants à un puits de chargement, seuls 27 avaient été chargés en combustible au lieu de 33 en fonctionnement actuel. Cette disposition qui peut sembler paradoxale s'explique par une augmentation, dans certaines limites, de la réactivité d'un coeur dans lequel le rapport volume de modérateur/volume de combustible est plus grand.

Au démarrage, il y avait donc 402 canaux de la zone centrale du réacteur dont le chargement était le suivant, de bas en haut :

- une culasse poubelle,
- une fausse chemise,
- 14 rondins creux de graphite percés d'un trou de diamètre 70 mm,
- un rondin de graphite percé d'un trou de diamètre 20 mm. Ce rondin avait pour but de réduire le débit de gaz dans le canal dans lequel pratiquement aucune puissance n'était dégagée afin d'éviter des différences de température de gaz trop importantes entre canaux voisins et d'augmenter, toutes choses égales par ailleurs, la température moyenne du gaz à la sortie du réacteur.

Le remplacement des rondins de graphite par 15 éléments combustibles devait se faire au fur et à mesure du fonctionnement du réacteur pendant les premiers 120 jours équivalent à pleine puissance (J.E.P.P.). Cette opération est appelée gavage. Au moment de l'incident, le réacteur avait fonctionné environ 100 JEPP et 239 canaux de rondins avaient déjà été remplacés par du combustible. La puissance maximale atteinte par le réacteur était d'environ 83 % de sa puissance nominale.

Le DPM était encore en fin de mise au point. Pour réaliser les essais de qualification du DPM, une installation d'essai, appelée canal d'essais à chaud, avait été mise en place à proximité du réacteur. Cette installation permettait de reproduire les conditions de pression, température et débit dans un canal afin de faire fonctionner le DPM dans des conditions représentatives de celles existant dans le réacteur.

Les commandes des appareils de manutention du combustible sont réalisées par un automate programmable. L'entrée des données nécessaires pour effectuer une série d'opérations élémentaires se fait par un lecteur de ruban effectuant l'entrée de ces données en pas à pas. Le ruban perforé (appelé bande fille) nécessaire pour une série d'opérations est créé à partir d'une bande mère qu'il faut reproduire et compléter en y ajoutant les adresses (lieux de début et de fin de chaque opération élémentaire).

A partir du 8 octobre, des essais du DPM sont effectués sur le canal d'essais à chaud. Ces essais correspondent au chargement d'un canal particulier (canal d'absorbants) qui ne comporte pas d'élément combustible mais comporte en partie haute un rondin de graphite percé d'un trou de diamètre 20 mm.

.../...

Au début de ces essais, il est constaté qu'un élément est absent dans le canal ce qui entraîne l'arrêt des essais. Il est alors nécessaire pour pouvoir reprendre le programme d'essais d'établir une nouvelle bande fille qui prenne en compte l'absence d'un élément. La bande fille établie comporte une omission qui, traduite par l'automate, se transforme en erreur d'adresse. Lors de la relecture de la bande fille qui ne se fera que le 16 octobre, l'erreur d'adresse n'est pas détectée.

Entre le 8 et le 16 octobre, le canal d'essais à chaud et le DPM sont temporairement indisponibles. Du 8 au 10 octobre, le gavage du réacteur est repris. Le 16 octobre, le DPM est en essai sur le canal d'essais à chaud. Au moment du rechargement du canal d'essai, par suite de l'erreur d'adresse dans la bande fille, 5 éléments combustibles sont mis en place par erreur dans le canal à la place de 5 rondins creux de graphite dont celui percé à 20 mm. Ce dernier reste donc dans une alvéole du barillet du DPM.

Le gavage du réacteur reprend dans la nuit du 16 au 17 octobre. Pour le premier canal gavé, il ne se passe rien. Pour le second, un certain nombre d'anomalies se manifeste au cours du chargement du canal mais aucune d'entr'elles n'arrivera à arrêter l'enchaînement des opérations. Le conducteur du DPM en salle de commande a pris des dispositions pour chaque anomalie afin de remédier à celle-ci. Finalement le 17 octobre à 6 h 58, le canal du réacteur rechargé comporte de bas en haut à la place de 15 éléments combustibles :

- 10 éléments combustibles,
- 4 rondins creux de graphite,
- 1 rondin de graphite percé d'un trou de 20 mm.

L'arrêt automatique du réacteur a lieu à 7 h 08 par le fonctionnement de la sécurité DRGG fonctionnelle alors que le réacteur fonctionnait à 83 % de sa puissance nominale. La présence du rondin percé à 20 mm a entraîné une réduction du débit de gaz dans le canal à 0,7 kg/s pour un débit qui aurait dû normalement être de l'ordre de 2,8 kg/s. La gaine de l'élément combustible placé en position n° 3 est montée théoriquement à 790°C dès que le bras du DPM a été soulevé du canal alors que la température de fusion du métal de la gaine est de 650°C.

Après refroidissement du réacteur et contrôle de l'activité du gaz contenu dans le caisson, ce dernier a été vidangé le 19 octobre mais maintenu sous atmosphère de gaz carbonique. La vidange du caisson n'a conduit à aucun rejet au-delà de l'autorisation (activités rejetées - gaz rares : 12 Ci iodes : 1 mCi estimé). Le déchargement du canal accidenté a permis de sortir les 13 éléments supérieurs du canal.

L'examen des éléments combustibles a montré que :

- les éléments combustibles en position 3 à 5 avaient disparus. Seules, les chemises ont été déchargées,
- la gaine de l'élément combustible en position 6 avait subi un début de fusion.

.../...

Les chemises des éléments combustibles en position 2 puis 1 ont été déchargés dans les jours qui ont suivi l'incident avec le matériel d'intervention disponible (caméra-outil - château de plomb). La fausse chemise a été déchargée puis la partie supérieure de la culasse-poubelle. Cette dernière avait fondu et s'était rompue au niveau des lumières (trous de passage du gaz) par formation d'un eutectique uranium-fer (alliage à point de fusion plus faible que celui de ses constituants).

Le bilan de l'incident était finalement la fusion partielle de 5 éléments combustibles soit 50,7 kg dont 10 kg environ, du fait de la température atteinte, avaient relâché leurs produits de fission gazeux et volatils (gaz rares et iodes). Une faible partie de l'uranium fondu a été extrait avec les chemises en position 1 et 2.

Le problème qui se pose dans un tel incident pour envisager de redémarrer l'installation est la pollution par l'uranium de la charge de combustible et de l'empilement de graphite. Cette pollution augmente le niveau des signaux de mesure de la DRG et rend plus difficile la détection d'une rupture de gaine réelle.

La pollution initiale de la charge était estimée à 10 μg par cartouche soit moins de 0,5 g pour l'ensemble du réacteur réparti sur 35 000 m² de surface développée de gaine. Courant novembre, le réacteur a été remis à très faible puissance pour évaluer la pollution du coeur qui a été estimée entre 20 et 50 g.

Pour les opérations de dépannage, 2 facteurs favorables permettaient de réaliser celles-ci avec des risques d'irradiation et de contamination du personnel relativement minimes :

- l'uranium fondu était très peu irradié (temps de séjour dans le réacteur inférieur à 1 h) d'où une activité β γ des produits de fission à vie longue relativement faible et peu de plutonium formé d'où quasi absence de risque par contamination α .
- le réacteur ayant peu fonctionné, ses structures étaient peu activées malgré la présence de cobalt dans les aciers. Il était donc encore possible d'envisager d'accéder directement sous le réacteur au-dessus de l'aire-support.

Les opérations de dépannage peuvent se décomposer en 2 parties :

- récupération du maximum de débris dans le caisson par tous moyens,
- rétention des poussières restantes au redémarrage dans des filtres assurant le piégeage de ces poussières.

Le caisson du réacteur n'a été ouvert et rempli d'air que le 26 décembre car il a fallu d'abord démontrer l'absence de risque d'inflammation des poussières d'uranium.

.../...

La récupération des débris a commencé à partir de la dalle supérieure du réacteur à l'aide d'outillages de travail à distance qu'il a fallu concevoir et réaliser pour accéder jusqu'à la face supérieure de l'aire-support (travail à 25 m de distance au travers de canaux de 140 mm de diamètre). Cette récupération a nécessité le déchargement complet de quelques dizaines de canaux du réacteur. Elle a duré au total 5 mois, principalement avec des aspirateurs suivis par caméra et a permis de récupérer 14 kg de débris.

Pendant ce temps, il a été préparé l'intervention consistant à démonter le graphite d'une alvéole de l'aire-support qui assure la protection biologique au-dessous de celle-ci. Puis une centaine de personnes ont été entraînées sur maquette pour pénétrer au-dessus de l'aire-support en passant au travers de l'alvéole démontée. Ces travaux ont duré environ 1 mois et ont permis de récupérer la partie inférieure de la culasse-poubelle et tous les débris tombés sur l'aire-support.

Le nettoyage du caisson a été complété par aspiration de toutes les zones accessibles.

Le système de filtration étudié et mis en place était prévu pour tenir aux conditions nominales du réacteur. Il comprenait 2 ensembles :

- sous l'aire-support, les 9 alvéoles les plus proches du canal accidenté ont été équipés de tamis métalliques, de maille 50 microns, afin d'arrêter les débris de grosses dimensions avant qu'ils ne tombent dans l'échangeur et s'oxydent,
- sous l'échangeur, la totalité de celui-ci a été équipé de filtres fins constitués au total de 1 600 bougies fixées sur des structures accrochées à la charpente-support de l'échangeur. Les bougies comportaient 3 couches de laine de verre hyperfine. Elles ont fait l'objet d'essais de performance et d'endurance sur des installations du Commissariat à l'Energie Atomique.

300 personnes ont participé aux travaux à l'intérieur du caisson. Il n'y a pas eu à déplorer d'accident classique grave, ni contamination interne, ni dépassement des limites d'équivalent de dose. Le bilan total des doses reçues par le personnel est compris entre 400 et 500 hommes x rem (4 à 5 Sieverts).

Une campagne de soufflage et d'essais sur le réacteur à faible puissance a été effectuée en septembre 1970. Puis 150 bougies filtrantes ont été changées.

A ce moment, la masse d'uranium récupérée a fait estimer que 4 à 5 kg d'uranium se trouvait encore dans le caisson. Ces poussières d'uranium sont restées vraisemblablement en grande partie dans l'échangeur qui constitue un piège pour celles-ci compte tenu de ses 120 000 m² de surface d'échange.

La tranche a été recouplée au réseau le 16 octobre 1970 et a atteint rapidement 90 % de sa puissance nominale. 5 arrêts ont été effectués jusqu'à fin 1971 pour procéder à des changements de bougies filtrantes. Il restait alors environ 3 kg de poussières d'uranium dans le caisson qui n'ont jamais pu être récupérées.

.../...

A partir d'octobre 1971, la tranche a pu fonctionner à sa puissance maximale possible. Depuis, les signaux DRG n'ont pas évolué sensiblement. Les filtres sous l'aire-support ont été démontés en 1973 et les filtres sous l'échangeur, après plusieurs remplacement partiels, ont été définitivement démontés en 1978.

Pour éviter le retour d'un même incident ou limiter les conséquences d'un manque de refroidissement d'un canal, les dispositions suivantes ont été mises en oeuvre :

- adjonction sur le DPM d'un dispositif de pesée continue pour permettre de distinguer un élément combustible d'un autre élément,
- adjonction, en partie basse du DPM, d'une caméra permettant l'identification des éléments manipulés,
- refonte des procédures d'élaboration des bandes programmes et contrôle de celle-ci par ordinateur,
- mise en place d'un rondin verrou, non manipulable par le DPM, à la partie supérieur des canaux chargés de rondins de graphite pleins,
- installation de la DRGG autonome,
- installation d'un nouveau type de détecteur DRG pour surveiller les canaux en cours de manutention.

Les conditions de redémarrage de la tranche et les modifications apportées ou envisagées ont fait l'objet d'un examen par le groupe d'experts "ad'hoc" chargé des réacteurs de Saint-Laurent I et II et de Bugey, le 8 octobre 1970.

3 - INCIDENT DU 13 MARS 1980 (FUSION DE 2 ELEMENTS COMBUSTIBLES) - TRANCHE 2

Le 13 mars 1980, la tranche fonctionnait au voisinage de sa puissance nominale. La sécurité d'arrêt automatique du réacteur par la DRGG autonome était hors service car les filtres disposés sur les 2 circuits de prélèvement de gaz avaient dû être nettoyés et les chaînes de mesure étaient en cours de réglage au moment de l'accident.

Le DPM commençait sur un puits une campagne de renouvellement du combustible. Selon le programme normal de fonctionnement du DPM, le bras de celui-ci avait été déposé sur le canal n° 1 (canal de référence) à 17 h 30. Avant que le bras ne se positionne sur le canal 20 qui devait être déchargé, l'arrêt automatique du réacteur est intervenu à 17 h 40 par la DRGG fonctionnelle. Diverses mesures directes ou indirectes d'activité du gaz dans le caisson ainsi que les mesures d'irradiation dans certains endroits autour du caisson ont aussitôt donné des valeurs relativement élevées par rapport à la normale. Bien qu'à cet instant inexplicable, l'incident a tout de suite fait craindre une fusion d'éléments combustibles.

.../...

Le caisson a été dégonflé entre le 23 et le 26 mars après essais des pièges à iode sur les circuits de vidange. Les activités rejetées pendant cette vidange ont été 775 Ci (28,7 terabecquerels) de gaz rares et 1,5 mCi (5,6 gigabecquerels) d'iodes et d'aérosols pour des autorisations hebdomadaires respectives de 1 200 Ci et 15 mCi.

Les expertises effectuées ont montré que :

- le DPM n'était pas en cause,
- une tôle masquait, sur le puits concerné, totalement 3 canaux et partiellement 5 canaux,
- le canal incriminé était le n° 14 qui n'avait été vu que partiellement masqué.

La tôle à l'origine du défaut provient d'un carénage (goulotte de protection) de tuyauteries de mesures de pression cheminant dans l'espace annulaire.

Le contrôle du fonctionnement du réacteur nécessite de nombreuses mesures de pression en divers points de son circuit de refroidissement. Les tuyauteries de ces mesures cheminent :

- dans l'espace annulaire, sur les 2 tranches, pour les mesures faites au-dessus de l'empilement,
- sur la tranche n° 2, dans l'espace annulaire, pour les mesures faites au-dessus et au-dessous de l'aire-support. Ces mêmes mesures cheminent à l'intérieur de la jupe-support sur la tranche n° 1. Il s'agissait pour la tranche n° 2 d'une amélioration destinée à obtenir une meilleure précision des mesures, les tuyauteries correspondantes étant placées dans une zone isotherme.

La protection des tuyauteries par rapport aux turbulences de l'écoulement gazeux dans l'espace annulaire était assurée par 2 goulottes réalisées en tôle pliée et fermées par une tôle soudée en discontinu (figure n° 6).

L'origine de l'incident était donc l'envol d'une tôle à la suite de la rupture par fatigue, sous l'effet des vibrations, des soudures de fixation de la tôle de fermeture d'une portion de carénage. Au cours des opérations de dépannage, 2 autres tôles ont été trouvées dans l'espace annulaire au fond du caisson et une tôle sur le bord de l'empilement. 2 anomalies constatées en janvier 1980 sur les mesures de pression sous l'empilement auraient dû faire penser à un événement précurseur possible.

Le déchargement du canal accidenté et l'examen des éléments combustibles ont montré que :

- les éléments combustibles en position 5 à 15 n'avaient pas subi de dommages,
- les éléments combustibles en position 3 et 4 avaient subi un début de fusion de la gaine. Ils étaient légèrement collés entr'eux mais ont pu facilement être séparés.

.../...

- les éléments 1 et 2 avaient fondu et n'étaient plus dans leurs chemises. Celles-ci ainsi que la fausse chemise étaient tapissées de métal fondu.
- la culasse-poubelle était partiellement remplie de métal fondu. L'examen ultérieur de la culasse-poubelle a montré qu'un trou s'était formé à environ 20 cm du fond (formation locale d'un eutectique) et qu'elle contenait peu d'uranium.

Les opérations de dépannage à réaliser étaient relativement similaires à celles menées sur la tranche n° 1 en 1969-70 mais elles étaient rendues plus difficiles pour 2 raisons :

- le réacteur avait alors fonctionné l'équivalent de 2 403 JEPP. L'activation des structures ne permettait plus d'envisager une intervention directe au-dessus de l'aire-support.
- l'irradiation des 2 éléments combustibles fondus était respectivement de 2 250 et de 3 000 MWj/t pour une irradiation maximale de 6 500 MWj/t. L'activité des débris d'uranium était donc élevée et de plus la présence de transuraniens entraînait des risques importants de contamination α pour le personnel.

Les opérations de récupération des débris ont été menés, comme pour la tranche n° 1, à partir de la dalle supérieure du caisson, par aspiration et divers outillages particuliers avec suivi par caméra. Le nettoyage a été complété par aspiration des différentes parties accessibles (fond du caisson - dessus de l'échangeur).

Pour piéger les poussières, compte tenu de l'expérience de la tranche n° 1 qui avait montré que les poussières entraînées par le gaz se recyclaient toujours dans la même zone du réacteur, il a été décidé de procéder en 2 temps :

- une 1ère phase dite à froid c'est-à-dire réacteur à l'arrêt à la température maximale de 50°C,
- pour le fonctionnement, une filtration sous échangeur limitée à l'aplomb du canal accidenté.

Pour la phase de filtration à froid, il a été installé :

- sur l'échangeur (4 tours et une demi-tour) des filtres constitués d'un tamis métallique de maille 0,5 mm,
- sous l'échangeur, sauf 4 tours et une demi-tour équipées pour le fonctionnement normal, une filtration rustique (étanchéités simplifiées par rapport aux structures) constituée de bougies filtrantes courtes.

3 campagnes de soufflage ont été effectuées entre novembre 1981 et février 1982. Elles n'ont permis de récupérer que de faibles quantités de débris.

.../...

Lors des opérations préparatoires au redémarrage de la tranche en mai 1982, il restait encore environ 2,5 kg d'uranium dans le caisson. La pollution de la charge de combustible était estimée, à la suite d'essais effectués en avril 1981 et février 1982, à 8 g d'uranium.

Pour ce redémarrage, seule subsistait une filtration partielle (4 tours et une demi-tour) sous l'échangeur de conception rigoureusement identique à celle mise en place sur la tranche n° 1.

Avant le redémarrage, toute la partie du carénage accidenté, située presque jusqu'au niveau de la face inférieure de l'aire-support, soit 10 tronçons sur 11, avait été modifiée. Au-dessus de cette zone, le carénage n'était plus accessible pour modification (problème de débit de dose). De plus cette partie du carénage n'est pas soumise à un écoulement de gaz aussi turbulent que dans la partie basse voisine du refoulement des soufflantes ; il en est de même pour le carénage protégeant les tuyauteries des mesures de pression au-dessus de l'empilement. Les carénages non modifiés ont fait l'objet d'un examen télévisuel détaillé à l'aide d'un mât d'observation monté dans l'espace annulaire.

La pollution de la charge de combustible avait nécessité, comme pour la tranche n° 1, de modifier le traitement des mesures de la DRG.

Au moment du redémarrage, la dose collective pour l'ensemble des opérations de remise en service du réacteur s'élevait à 306 hommes x rems (3 Sieverts). Il n'y a pas eu à déplorer ni accident classique grave, ni dépassement des limites légales de dose mais il y a eu quelques suspicions de faible contamination α interne.

L'incident et les enseignements à en tirer ont fait l'objet d'un premier examen par le groupe permanent chargé des réacteurs le 30 octobre 1980. L'avancement des études et réalisations consécutives à l'incident a fait l'objet de nouveaux examens au cours de réunions ultérieures.

La tranche a été recouplée au réseau en août 1982 soit après 29 mois de travaux dont les difficultés principales sont essentiellement dues aux problèmes de radioprotection du personnel. C'est ainsi qu'en particulier on peut noter les différentes actions suivantes :

- nombreuses réunions extraordinaires du Comité d'Hygiène et de Sécurité,
- mise au point d'un nouveau système de masque respiratoire pour supprimer tout risque de contamination interne,
- mise en place de 100 tonnes de grenaille d'acier au fond du caisson pendant le montage de la filtration sous échangeur pour assurer la protection du personnel contre les rayonnements émis par les poussières d'uranium déposées entre ou sous les tôles de protection du calorifuge du caisson et qu'il était impossible d'aspirer.

La montée en puissance de la tranche a été engagée avec prudence. Plusieurs changements de bougies filtrantes ont été effectués. La filtration a été étendue à 2 tours supplémentaires au printemps 1983. Puis, au fur et à mesure du fonctionnement, les poussières récupérées contenant de moins en moins d'uranium, des bougies filtrantes ont été supprimées. Actuellement, il ne reste que 166 bougies pour 356 au printemps 1983. Les bougies filtrantes devraient en principe être totalement retirées en 1987.

.../...

Les signaux de la DRG ont fait l'objet d'un suivi attentif pour guider les décisions sur la montée en puissance et le remplacement des filtres. Ils n'ont pas évolué d'une manière qui puisse gêner la surveillance de la charge de combustible.

La tranche fonctionne à nouveau à sa pleine puissance depuis décembre 1984. Le bilan de la dose collective pour tous les changements de filtres effectués depuis août 1982 est de 187 hommes x rems (~ 2 Sieverts).

Les actions engagées depuis l'incident ont visé à en éviter le renouvellement. Ce sont :

- le recensement de toutes les pièces susceptibles de venir obturer un canal par chute ou par envol,
- l'étude de modifications pour empêcher qu'une tôle arrivant accidentellement sur l'empilement ne puisse réduire le débit dans un canal à une valeur risquant d'entraîner la fusion du combustible,
- le contrôle de l'état des carénages situés dans l'espace annulaire à chaque arrêt programmé (tous les 12 à 15 mois). Un outillage d'observation plus performant en qualité et en rapidité des observations a été réalisé. Le contrôle se fait à partir de la dalle supérieure du réacteur depuis 1985. Depuis 1981, une seule réparation très limitée a été nécessaire sur la tranche n° 2.

Les difficultés pour réaliser un système anti-bouchage des canaux sont dues à la distance de l'entrée des canaux depuis la dalle supérieure du réacteur, soit environ 11 m, ainsi qu'à la section de passage au travers des puits de 500 mm de diamètre. Les études de solutions d'usinage d'échancrures à l'entrée des canaux ou de soudage de pions entre les canaux ont été abandonnées du fait des risques et des incertitudes qu'elles présentaient. Ce n'est qu'en 1984 qu'une solution satisfaisante a pu être entrevue. Après études et essais approfondis, la réalisation a été engagée en 1985.

La solution consiste (figure n° 7) à venir placer à l'entrée de la plupart des canaux une pièce qui rehausse légèrement l'entrée des canaux et comportant 6 échancrures rectangulaires. Un outillage de pose a été conçu et réalisé. 2 485 canaux (pour la tranche n° 2) sur 2 934 canaux sont équipés de cette pièce supplémentaire. Pour les canaux non équipés, dont l'entrée présente une géométrie différente, il a été démontré qu'ils étaient convenablement protégés.

Les travaux ont été réalisés sur la tranche n° 2 en mai-juin 1986. Ils le seront sur la tranche n° 1 au cours de l'arrêt de septembre à novembre.

L'avancement des études et de la réalisation de la solution retenue a fait l'objet d'examen lors des réunions du Groupe Permanent chargé des réacteurs consacrés à la centrale en 1984, 1985 et 1986.

.../...

4 - INCIDENT DU 13 FEVRIER 1980 - TRANCHE N° 1

L'incident survenu est dû à une accumulation de causes, notamment un démarrage du réacteur dans des conditions de sûreté dégradées, des erreurs de conduite et des manquements aux consignes. Il n'a pas eu de conséquences sur l'environnement mais présentait néanmoins des risques potentiels importants.

Il a fait l'objet d'un premier examen par le Groupe Permanent chargé des réacteurs le 10 juillet 1980. Par la suite, les enseignements tirés et les dispositions prises pour éviter le renouvellement d'un tel incident ont fait l'objet de nouveaux examens au cours des réunions ultérieures.

Le 13 février 1980, le réacteur fonctionnait depuis le 10 février, après un arrêt volontaire de la tranche, à environ 67 % de sa puissance nominale avec 3 turbosoufflantes en service. A 5 h 48, le réacteur a été arrêté automatiquement par le fonctionnement de la sécurité DRGG autonome. Ce fonctionnement était intempestif et consécutif à une manoeuvre sur le circuit de prélèvement gaz.

Compte tenu de leurs caractéristiques physiques, les réacteurs UNGG s'empoisonnent rapidement après un arrêt brutal par formation de xénon descendant de l'iode (produit de fission) principalement. Si donc le réacteur n'est pas redémarré rapidement, il faut attendre environ 36 h avant de pouvoir entreprendre la remise en service du réacteur.

A 7 h 30, le réacteur diverge. Au cours de la montée en température qui suit, la mesure de température suivie sur un enregistreur par l'opérateur tombe en panne sans que celui-ci en soit prévenu et détecte l'anomalie. La vitesse de montée en température du gaz à la sortie du réacteur est limitée à 2°C/mn. Cette vitesse a été atteinte et dépassée sans que l'opérateur le détecte par d'autres mesures. Ce n'est qu'à 8 h 18, à la suite d'une alarme de dépassement des températures sortie réacteur que ce dernier est arrêté volontairement. Il n'a pas été détecté de rupture de gaine dans cette phase de montée en puissance du réacteur mais par le principe même de traitement des mesures de la DRG, la sensibilité de celle-ci est moins bonne à faible puissance.

Dans les jours qui ont suivi, par des fonctionnements à très faible puissance du réacteur, 3 canaux d'une même cellule ont été trouvés en défaut. L'examen des éléments combustibles a mis en évidence un début de fusion de la gaine des éléments placés en position 8 à 10. En fonctionnement normal, ce sont les éléments placés en position 3 et 4 qui ont les températures de gaine les plus élevées.

Le réacteur a été vidangé et maintenu à l'arrêt pour expertise et tentative d'explication jusqu'au 9 mars 1980. Au total, 10 canaux ont été déchargés et examinés et sur 5 canaux, au moins un élément combustible (en position 8, 9 ou 10) présentait un début de fusion de la gaine.

.../...

Par la suite, jusqu'en octobre 1980, date de l'arrêt programmé de la tranche, 18 ruptures de gaine se sont produites, toujours dans la même zone du réacteur et 55 canaux ont été déchargés pour examen. Sur 26 canaux, un début de fusion de gaine a été constaté. Depuis le redémarrage de décembre 1980, 5 ruptures de gaine que l'on peut attribuer à des séquelles de l'accident se sont produites dont la dernière en février 1982.

Diverses hypothèses, compte tenu de l'état du réacteur, avaient été envisagées pour expliquer l'incident et les constatations faites sur les éléments combustibles. Deux seulement ont été retenues et confirmées :

- à la suite de l'arrêt, puis du redémarrage du réacteur, la répartition axiale de puissance dans les canaux se trouve très fortement modifiée et le maximum en est décalé vers la partie haute du canal,
- en régime transitoire, sur une montée rapide de puissance et de température du réacteur, le gaz qui s'échauffe au contact des éléments combustibles se refroidit au contact des chemises, fausse chemise et culasse-poubelle. La température mesurée à la sortie de certains canaux ou au-dessous de l'empilement n'est donc pas représentative. Elle donne une valeur par défaut et avec un retard. Ces constatations sont dorénavant prises en compte dans les codes de calcul en régime dynamique.

Les dispositions prises pour éviter tout incident de même nature sont principalement :

- adjonction d'une 2ème chaîne indépendante de sécurité sur la vitesse d'évolution de la température gaz sortie réacteur,
- amélioration des contrôles sur toutes les opérations réalisées par le DPM ou à l'arrêt sur les canaux des réacteurs,
- amélioration de la qualité des opérations de conduite et de surveillance,
- amélioration de la formation du personnel de conduite.

5 - AMELIORATION GENERALE DE LA SURETE DES INSTALLATIONS

Outre les améliorations déjà évoquées, la sûreté des installations a fait l'objet de réflexions et d'examens :

- par le Groupe Permanent chargé des réacteurs qui, en plus des réunions déjà citées, a réexaminé la sûreté de la centrale au cours de 4 réunions les 5 avril et 15 mai 1984, le 9 mai 1985 et le 10 juillet 1986,
- à la demande du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires suite à des incidents ou des inspections,
- à l'initiative de l'exploitant.

.../...

L'examen de 1984 par le Groupe Permanent a porté principalement sur le retour d'expérience depuis le démarrage de la centrale. Cette expérience comprend non seulement les incidents survenus et les constatations effectuées à la centrale mais également certains événements survenus dans des centrales nucléaires ou classiques.

Depuis 1980 principalement, l'objectif des réflexions a visé à transposer aux centrales UNGG les dispositions retenues pour les centrales françaises comportant des réacteurs à eau pressurisée. Ces réflexions d'abord relativement limitées ont été de plus en plus globales.

Elles ont été menées selon un ordre de priorité tenant compte des risques et de l'amélioration escomptée. La transposition du retour d'expérience a dû toutefois intégrer 2 données inévitables : la spécificité de la filière UNGG et le fait que les tranches étaient en exploitation depuis plus de 10 ans.

De nombreuses modifications ont déjà été réalisées ou sont en voie de l'être avant la fin de l'année. Les 2 plus grosses modifications visent à faire face aux risques de défaut de mode commun : perte de la centrale auxiliaire ou de la distribution électrique d'une tranche.

La première modification réalisée en 1984-1985 a été l'amélioration de la protection incendie des locaux électriques des tranches qui a consisté à compartimenter les locaux, améliorer la détection, la ventilation et le désenfumage et à ajouter des moyens fixes de lutte.

La seconde, réalisée sur la tranche n° 2 et avant la fin de l'année sur la tranche n° 1, consiste à séparer de toutes les autres installations celles nécessaires au fonctionnement des échangeurs d'arrêt. Les conditions de fonctionnement de ceux-ci ont été réexaminées ainsi que le comportement du réacteur en cas de perte totale des turbosoufflantes. Les échangeurs d'arrêt peuvent ainsi assurer le refroidissement d'ultime secours du réacteur dans des conditions similaires à celles des auxiliaires de sauvegarde pour un réacteur à eau pressurisée.

L'énumération, même partielle, des modifications matérielles réalisées visant à améliorer la sûreté serait fastidieuse. Elles peuvent se décomposer en 2 groupes :

- celles améliorant le système de protection du réacteur : amélioration de chaînes de sécurité existantes et adjonction de nouvelles chaînes de sécurité,
- celles visant à améliorer la fiabilité de tous les matériels concourant à assurer le refroidissement du réacteur en toutes situations.

Toutes ces dispositions sont complétées par un programme d'entretien des matériels plus important et par un programme d'essais périodiques des matériels largement inspirés de ceux des centrales REP et prenant en compte le retour d'expérience et les risques dus au vieillissement des matériels.

.../...

De nombreuses réflexions et études se poursuivent et portent principalement sur :

- les moyens de faire face à une crue millénale majorée,
- les risques de perte de sources ou fluides auxiliaires : sources de contrôle-commande - air comprimé - eau déminéralisée,
- les moyens de faire face à une dépressurisation du caisson ou de l'échangeur principal et surtout d'éviter la concomittence des deux.

De plus, une réflexion a été engagée sur la possibilité de mettre en oeuvre en cas d'accident des procédures ultimes pour limiter les conséquences d'un tel événement sur l'environnement. Cette réflexion, menée avec les autres centrales UNGG, a été relancée et accélérée après l'accident de Tchernobyl.

La protection de l'environnement a fait l'objet d'améliorations dont les 2 principales sont :

- la construction d'un bâtiment de stockage chaud destiné à l'entreposage des colis de déchets solides avant expédition vers le Centre de Stockage de La Manche,
- la réduction de la production d'effluents liquides accompagnée depuis juin 1985 d'un essai de traitement sur l'évaporateur des effluents usés de la Centrale B qui donne des résultats satisfaisants.

L'ensemble des améliorations matérielles apportées aux installations serait insuffisant s'il ne s'y ajoutait des modifications d'organisation, de méthodes de travail et de formation du personnel destinées à mieux prendre en compte le facteur humain.

C'est ainsi que depuis la fin 1980, l'organisation de la qualité est progressivement mise en place selon des règles semblables à celles retenues pour les centrales REP. Cette action permet à la centrale de satisfaire aux prescriptions de l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base.

La formation du personnel s'est largement développée. A toutes les actions générales existantes, se sont ajoutées des actions de formation spécifiques pour les centrales UNGG. Pour le personnel de conduite, un simulateur a été construit et est utilisé depuis février 1983. Prévu pour la formation sur le fonctionnement normal des tranches, il doit être complété pour la formation en situation accidentelle.

Tous les documents d'exploitation sont progressivement complétés et revus tant dans leur fond que dans leur forme. Pour faire face à toutes les nouvelles tâches et aux objectifs de qualité fixés, la centrale a pratiquement doublé son effectif d'ingénieurs tout en augmentant également son effectif global qui atteint 485 agents.

.../...

6. - CONCLUSION

Depuis son démarrage, la centrale a subi de nombreuses modifications dont certaines très importantes. Ces modifications intègrent le retour d'expérience à la suite des incidents mais également celui de l'exploitation courante des installations. Elles prennent en compte, en les adaptant, les nouveaux principes de sûreté retenus pour les centrales nucléaires. La centrale a donc bénéficié, dans tous les domaines, d'améliorations substantielles qui lui confèrent un niveau de sûreté tout à fait acceptable. Les efforts sont poursuivis dans cette voie en liaison étroite avec les services de l'administration concernés.

Les réexamens successifs de la sûreté de la centrale par le Groupe Permanent chargé des réacteurs ont conduit celui-ci à formuler dans ses avis que "la sûreté des 2 tranches de la Centrale de Saint-Laurent-des-Eaux A est assurée de façon satisfaisante et qu'elle permet la poursuite de leur exploitation dans les conditions actuellement autorisées".

ENSEMBLE DU RÉACTEUR

Coupe verticale

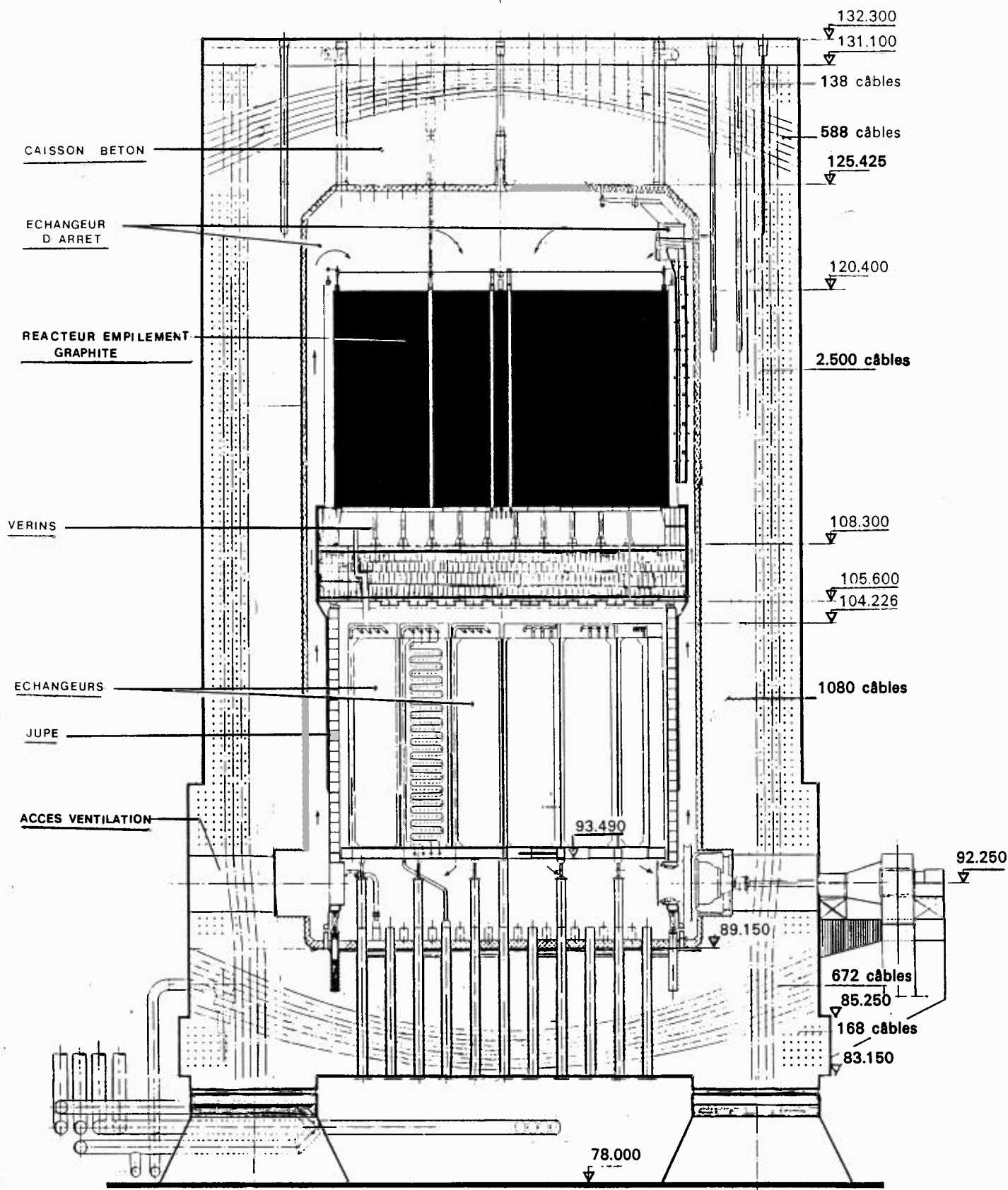


fig n° 1

CENTRALE DE SAINT LAURENT A

ÉLÉMENT COMBUSTIBLE

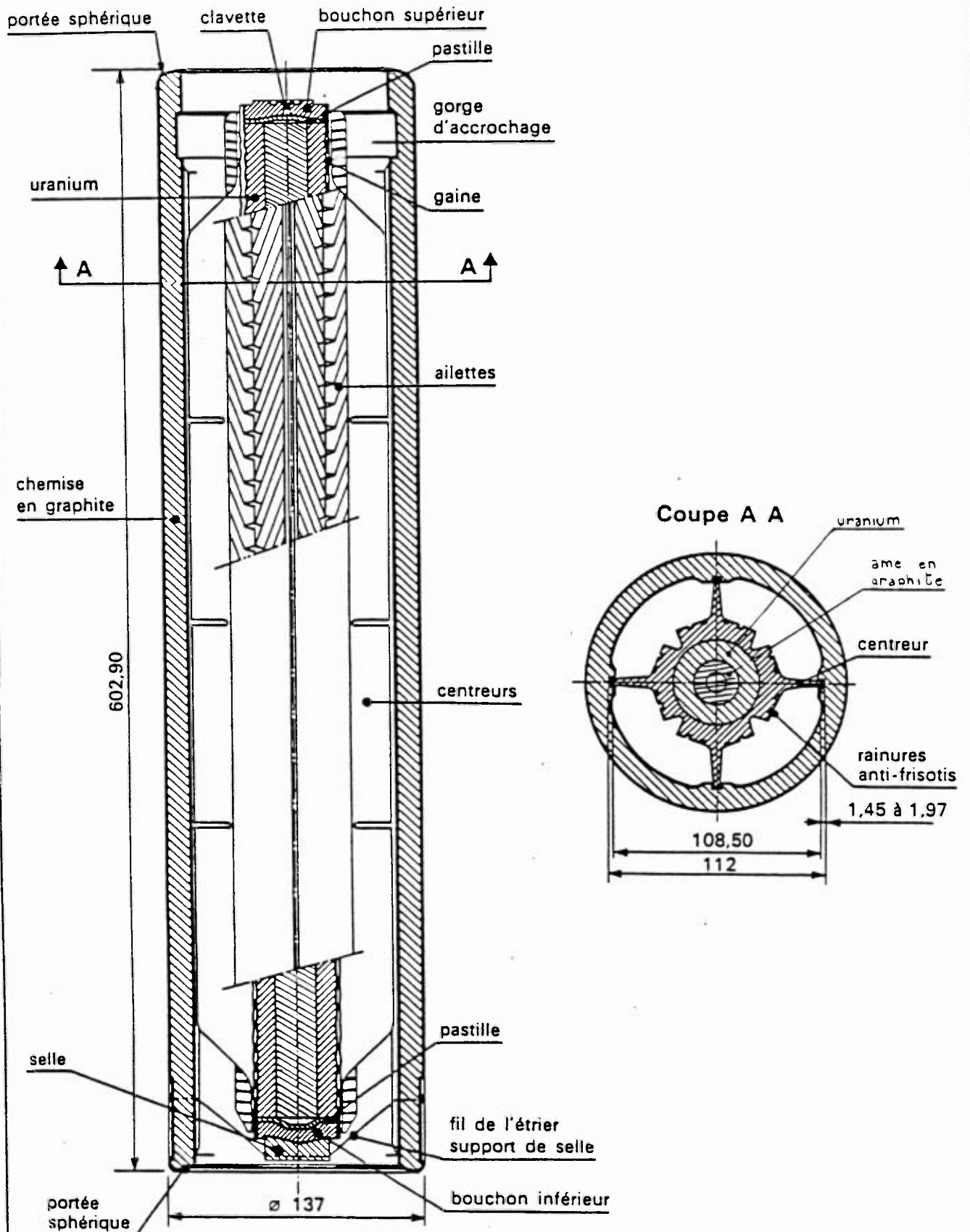
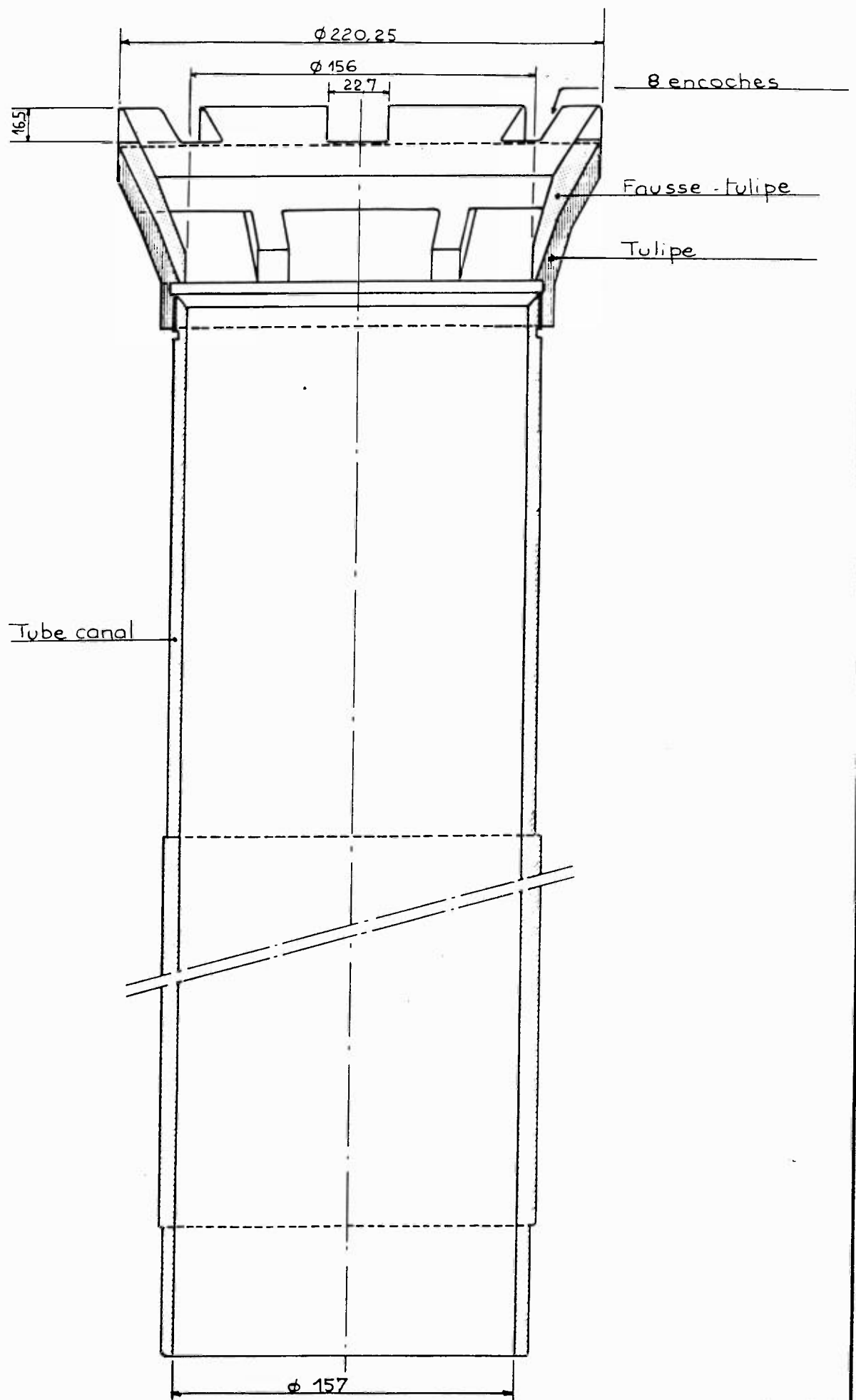


fig n°2

CENTRALE DE SAINT LAURENT A



Système anti-bouchage des canaux

fig n°7