

ASSOCIATION DES RETRAITÉS DU GROUPE CEA**Groupe Argumentaire sur les Énergies Nucléaire et Alternatives****LES ACCIDENTS NUCLÉAIRES FRANÇAIS DE LA FILIÈRE GRAPHITE-GAZ (UNGG)****Résumé**

Les notions d'incidents ou d'accidents nucléaires concernant les réacteurs civils font l'objet de définitions reconnues internationalement, et qui sont données par l'échelle INES mises en place après la catastrophe de Tchernobyl de 1986. Cette échelle a été élaborée en 1990 et mise en application en France en 1994. Ainsi les événements survenus en France avant 1994 n'ont pas fait l'objet, formellement, d'un classement officiel, même si certains événements intervenus avant cette date ont pu faire l'objet d'un classement a posteriori quand les informations disponibles le permettaient.

Le présent document présente des événements ayant affecté des réacteurs nucléaires de la filière UNGG (Graphite-gaz) assimilables à des accidents nucléaires, bien qu'il n'y ait pas eu d'accident nucléaire déclaré dans le cadre de l'échelle INES depuis le début des activités nucléaires en France.

Il se trouve, qu'à ce jour, seuls 2 événements anciens survenus en France ont été reclassés a posteriori comme de niveau 4 : il s'agit des accidents survenus sur les réacteurs A1 et A2 de la centrale de St Laurent-des-Eaux. Mais il apparaît que des événements plus anciens, survenus sur les réacteurs G1 et G2 du CEA à Marcoule, sont de nature assez similaire en matière d'origine et de conséquences.

Accident du réacteur A2 de St Laurent du 17 octobre 1969 : fusion de 5 éléments combustibles

Un opérateur charge par erreur une fausse cartouche au lieu d'un élément combustible, obstruant ainsi un des canaux de refroidissement du réacteur. Cet incident empêche la bonne circulation du dioxyde de carbone, lequel sert de réfrigérant. Elle réduit ainsi fortement le refroidissement des éléments combustibles et la fusion du cœur.

Les 5 éléments combustibles correspondent à une cinquantaine de kg d'uranium. Les conséquences radiologiques restent limitées : l'uranium est très faiblement irradié, car les éléments combustibles venaient d'être chargés dans le réacteur. Cet accident n'a pas fait de victime, ni causé de relâchement significatif de radioactivité.

Accident du réacteur A1 de St Laurent du 13 mars 1980 : fusion de 2 éléments combustibles

Le 13 mars 1980, alors que le réacteur A2 de la centrale fonctionnait à pleine puissance (450 MW), les attaches d'une tôle interne du circuit primaire se sont rompues sous l'effet de la corrosion. La tôle a été entraînée par le flux du CO₂ et à obturer l'entrée de plusieurs canaux. Cela a provoqué la fusion de 2 éléments combustibles (environ 20 kg d'uranium) dans la partie inférieure de ces canaux. Deux autres éléments présentaient des traces de fusion importantes.

Accident du réacteur G1 de Marcoule le 26 octobre 1956 : fusion d'un élément combustible

Lors d'essais destinés à maîtriser l'effet Wigner il a été observé une obstruction des canaux contenant les éléments combustibles qui ont entraîné un dégagement brutal de chaleur du graphite soumis à irradiation et une montée en puissance du réacteur. Pendant ce processus, diverses alertes de radioactivité se déclenchent en sortie d'air de refroidissement, indiquant une « rupture de gaines ».

Par la suite des investigations à distance par endoscopie furent menées ; elles ont permis de mettre en évidence la formation de « bouchon » de combustible fondu ou partiellement fondu dans les deux canaux incriminés. Il ne s'agit donc pas seulement d'une rupture de gaine, mais d'une fusion de combustible, une première en France. A la suite d'une expertise, réalisée en 1961, du conteneur en béton où se trouvait la matière récupérée, la masse d'uranium ayant fondue a été évaluée à moins de 7 kg.

Accident du réacteur G2 de Marcoule le 14 décembre 1959 : fusion de plusieurs éléments combustibles

Ce réacteur avait divergé le 21/07/1958. A la fin de la deuxième montée en puissance du réacteur, un échauffement brutal d'un canal, non détecté en raison d'une erreur de câblage de thermocouple, provoque une rupture violente des gaines dans ce canal et la contamination importante de 100 canaux sur un total de 1200. Le CEA a annoncé que le personnel a subi des « irradiations sérieuses » lors des réparations. Contrairement à l'accident du réacteur G1, très peu d'informations sur les causes et les conséquences radiologiques de cet événement sont disponibles.

1. LA FILIÈRE UNGG

Les premiers réacteurs nucléaires de puissance construits en France dès le début des années 1950 appartenaient à la filière UNGG (Uranium Naturel Graphite Gaz). Les principales caractéristiques de ces réacteurs sont les suivantes :

- Le combustible nucléaire fissile est l'isotope 235 de l'uranium présent dans l'uranium naturel à hauteur d'environ 0.7 %. Ce choix était imposé à l'époque par l'absence de moyens d'enrichissement, qui apparaîtront dans les années 1960 ;
- Les réactions de fission sont entretenues par des neutrons lents ;
- Il est donc nécessaire de ralentir les neutrons rapides, émis initialement lors des réactions de fission, au moyen d'un matériau modérateur : c'est le graphite qui a été choisi, car il présente aussi l'avantage d'être transparent aux neutrons lents, ce qui permet de limiter les fuites de neutrons en dehors du massif du réacteur et d'améliorer le rendement neutronique ;
- Le combustible nucléaire est présent sous la forme d'un alliage d'uranium naturel métallique et de molybdène (1,1 %), contenu dans des conteneurs métalliques en alliage Mg-Zr eux même disposés dans des canaux percés dans le massif du réacteur ;
- La récupération de la chaleur est réalisée par une circulation forcée de gaz dans les canaux ; cette chaleur est ensuite cédée à un circuit extérieur qui produit de la vapeur d'eau sous pression qui actionne un turbo-alternateur produisant de l'électricité.

Compte-tenu de l'évolution très rapide des connaissances et des technologies dans ces premières années de l'industrie nucléaire en France, la conception de ces réacteurs a évolué très rapidement, ce qui fait qu'aucun des 9 réacteurs UNGG construits en France n'est semblable à son prédécesseur (sauf G2 et G3 à Marcoule). Les 3 premiers réacteurs de cette filière ont été conçus, construits et exploités par le CEA sur le site de Marcoule (G1/G2/G3) ; au-delà de leur caractère de « précurseurs », ces 3 réacteurs avaient d'abord une finalité de production de plutonium de qualité « militaire » destiné au programme nucléaire militaire alors en phase de mise en place.

Dès la fin des années 1950, la décision politique a été prise d'engager la France dans un programme nucléaire ambitieux destiné à la production d'électricité. À l'époque, la seule technologie industriellement disponible en France était la filière UNGG, notamment du fait de l'absence de moyens d'enrichissement de l'uranium nécessaire pour la filière « eau légère sous pression », alors en pleine expansion notamment aux USA. Une coopération technologique s'établit alors entre le CEA et EDF, qui a permis la conception et la construction de 6 réacteurs électrogènes sur les sites de Chinon (3 réacteurs), puis de St Laurent-des-Eaux (2 réacteurs), et enfin de Bugey (1 réacteur).

Toutefois la décision politique d'abandonner à terme la filière UNGG est prise le 13 novembre 1969, essentiellement pour des raisons techniques (l'extrapolation à des réacteurs de grande puissance - de l'ordre de 1000 MWe - nécessaires pour le vaste programme électronucléaire prévu, semblait problématique), financières (les évaluations des coûts de production n'étaient pas favorables à la filière UNGG par rapport aux REP) et politiques (échecs successifs pour commercialiser cette filière à l'étranger, ce qui aurait été nécessaire pour assurer la viabilité économique globale de la filière). Cette décision a ouvert la voie au lancement de la filière REP concrétisé par le plan Messmer en 1974.

Les 9 réacteurs UNGG français sont arrêtés et en cours de démantèlement.

2. LES ACCIDENTS DES RÉACTEURS A1 ET A2 DE ST-LAURENT-DES-EAUX



Vue des réacteurs A1 et A2 de la centrale de Saint-Laurent-Des-Eaux

Copyright© : EDF

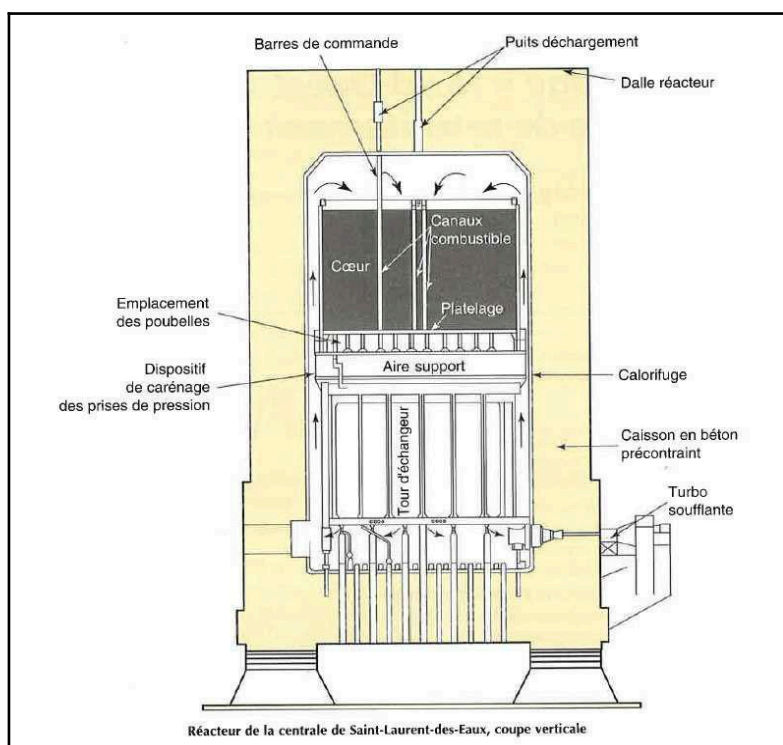
2.1. CARACTÉRISTIQUES DES 2 RÉACTEURS UNGG DE ST-LAURENT-DES-EAUX

Ils ont été mis en service respectivement en 1969 et 1971, après les 3 réacteurs UNGG de Chinon, qui avaient succédé eux-mêmes aux 2 premiers réacteurs de la filière à Marcoule. Les puissances nominales des deux réacteurs A1 et A2 de Saint-Laurent-des-Eaux sont de 390 MWe et 450 MWe.

Comme les 4 autres réacteurs de la filière exploités par EDF, ils sont caractérisés par un refroidissement à l'aide de CO₂ sous pression, et l'existence de canaux verticaux (voir figure 1 ci-contre), et non pas horizontaux comme sur les réacteurs de Marcoule.

Leur exploitation s'est arrêtée en 1990 et 1992 respectivement.

Figure 1 : Schéma de principe des 2 réacteurs de St Laurent des Eaux ►



2.2. ACCIDENT DU 17 OCTOBRE 1969 SUR LE RÉACTEUR A1 DE SAINT-LAURENT-DES-EAUX

2.2.1. Déroulement de l'accident

Lors d'opérations de rechargement du cœur du réacteur A1, un rondin de graphite (organe de réglage de débit de CO₂ dans le cœur) a été placé par erreur à la place d'un élément combustible, conduisant à l'obturation partielle d'un des canaux dans lequel sont empilés les éléments combustibles. Cette erreur de chargement a eu pour conséquence de réduire fortement le refroidissement des éléments combustibles présents dans ce canal, d'où une élévation de température des gaines de cinq éléments combustibles et leur dégradation.

L'obstruction partielle de ce canal a provoqué la fusion de 5 éléments combustibles, qui a entraîné la dispersion de 30 à 50 kilos d'uranium chargés en produits de fission à l'intérieur du caisson du réacteur. La fusion a été détectée par des compteurs de radioactivité placés à l'intérieur du réacteur, ce qui a automatiquement provoqué la chute des barres d'arrêt et interrompu la réaction en chaîne.

L'accident a conduit au rejet d'une faible quantité d'effluents radioactifs gazeux : l'accident étant survenu au cours des opérations de rechargement du réacteur, les éléments combustibles qui avaient fondu n'étaient pas encore irradiés et ne contenaient donc pas de produits de fission gazeux ou solides.

Le nettoyage

Une dizaine de jours après l'accident, le temps que le combustible nucléaire refroidisse, les opérations de nettoyage de l'uranium fondu commencent. À l'issue de ces opérations, 47 kg d'uranium sont récupérés, essentiellement à l'aide de moyens téléopérés. Des interventions humaines complémentaires ont été nécessaires pour récupérer certains débris. Pour les travaux les plus délicats au-dessus de l'aire support, les temps d'intervention ont été limités à une dizaine de minutes par opérateur. Dédiée à l'entraînement des opérateurs en charge du nettoyage, une maquette grandeur nature de l'ensemble à nettoyer a été construite.

À la suite de cet accident, EDF, avec l'assistance technique du CEA, a mené des études afin de déterminer les circonstances exactes de l'accident. L'exploitant a également pris diverses dispositions visant à éviter qu'un tel événement ne se reproduise, notamment la mise en place d'un dispositif mécanique empêchant toute intervention entre les éléments combustibles et les rondins de graphite, par modification du barillet de l'appareil de chargement

Impact sur l'environnement et la population à l'extérieur du site

A l'époque, l'exploitant EDF avait indiqué que le nettoyage du caisson dans lequel l'uranium fondu avait été recueilli avait conduit à isoler « *plusieurs kilogrammes d'uranium chargés en produits de fission et en plutonium qui ont été ensuite gérés comme des déchets gérés dans les filières agréées* ». Toutefois les effluents liquides résultant du nettoyage du caisson ont conduit à réaliser des rejets dans la Loire, tout « *en respectant les limites réglementaires d'autorisation de rejet de l'époque, fixées par l'arrêté ministériel de juin 1979* ».

Il n'existe pas d'informations accessibles aujourd'hui sur des mesures qui auraient été réalisées à l'époque sur l'impact de ces rejets, notamment pour des traces de radioéléments présents dans les sédiments de la Loire en aval de la centrale. Des mesures ont été réalisées postérieurement à l'accident de 1969, et dans le contexte de l'accident du 13 mars 1980 qui a concerné le réacteur A2 de St Laurent : voir le § 3.3.3

2.2.2. Enseignements et conséquences de l'accident

L'analyse des causes a conduit rapidement à diagnostiquer que la combinaison d'une erreur humaine avec une erreur de l'automatisme qui assure le chargement a entraîné l'accident. Cet événement conduira à améliorer le dispositif de détection de rupture de gaines des réacteurs UNGG et les dispositifs de manutention des combustibles. Il fera l'objet d'un suivi par un groupe d'experts (du CEA et d'EDF, mais aussi du ministère de l'industrie) dans les mois suivant l'événement.

Sur le plan de la communication, l'accident n'a pas été caché mais n'a pas fait l'objet d'une large communication, suivant en cela les critères de l'époque concernant les activités nucléaires. Ainsi, le 31 octobre 1969, un article paru dans Le Monde fait état de l'événement comme « d'un incident ». Cela ne provoque aucune réaction particulière en France. Le déroulement de l'accident a toutefois fait l'objet d'une publication dans une revue spécialisée ainsi que d'un film, réalisé par la centrale de Saint-Laurent-des Eaux, montrant les différentes phases de remise en état. Trois conférences internationales, à Londres, à Paris et en Allemagne, se sont tenues entre octobre et décembre 1970, témoignant d'une volonté de faire connaître aux spécialistes concernés, en France et à l'étranger, l'accident et ses méthodes de résolution.

3.3. ACCIDENT DU 13 MARS 1980 SUR LE RÉACTEUR A2 DE SAINT-LAURENT-DES-EAUX

3.3.1. Déroulement de l'accident

Le 13 mars 1980, fusion de deux éléments combustibles

Le 13 mars 1980, alors que le réacteur A2 fonctionnait à pleine puissance (450 MWte), les attaches d'une tôle interne du circuit primaire se sont rompues sous l'effet de la corrosion. La tôle a été entraînée par le flux du CO₂ et a obturé l'entrée de plusieurs canaux. Cela a provoqué la fusion de 2 éléments combustibles (environ 20 kg d'uranium) dans la partie inférieure d'un canal. La gaine de 2 autres éléments, présents dans un autre canal, présentaient des traces de fusion, mais sans que l'uranium à l'intérieur n'ait lui-même fondu.

La détection de l'élévation du niveau de radioactivité à l'intérieur du réacteur a automatiquement déclenché la chute des barres d'arrêt qui est intervenue 12 secondes après le signal de détection de rupture de gaines. La quantité d'uranium disséminé dans le réacteur a été estimée à 2,6 kg.

La quantité d'effluents gazeux produits a été plus importante que lors de l'accident de 1969 en raison d'une durée d'irradiation longue des éléments combustibles concernés par la fusion (ils avaient été chargés dans le réacteur depuis environ deux ans), ce qui a conduit à la présence de produits de fission plus forte que pour l'événement sur le réacteur A1. Le professeur Pierre Pellerin, responsable du SCPRI, expliquera à la commission de surveillance de la centrale « *que la pression à l'intérieur du réacteur équivalait à trente fois la pression atmosphérique et qu'il fallait procéder à quelques rejets pour dégonfler le caisson* ».

Les rejets finaux d'effluents radioactifs gazeux cumulés sont néanmoins restés faibles car un temps d'attente a été respecté pour dégonfler le caisson, ce qui a permis une forte décroissance de la radioactivité des produits de

fission à vie courte. Ces rejets sont restés dans les limites autorisées par l'arrêté du 27 juin 1979 encadrant à l'époque les rejets gazeux de la centrale.

Dégâts et remise en service

La quantité de combustible fondu a été plus faible qu'en 1969 (20 kg contre 50 kg) lors de l'accident similaire survenu sur le réacteur A1, mais le combustible était plus radioactif puisqu'il a accumulé les produits de fission et les actinides mineurs lors de son utilisation pendant deux ans dans le réacteur.

Cinq cents salariés d'EDF et sous-traitants ont été impliqués pendant les 29 mois qu'ont duré les opérations de nettoyage et de remise en état du réacteur. Les poussières d'uranium dispersées dans le bâtiment réacteur lors de l'accident ont constitué pendant longtemps un risque de contamination. Plusieurs tonnes de plomb ont été apportées dans le bâtiment réacteur pour servir de protection radiologique.

Les travaux de nettoyage et de réparation ont duré jusqu'en 1982. A la suite de l'accident, l'organisme alors en charge du contrôle de la sûreté nucléaire (le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires) a notamment demandé à EDF de faire l'inventaire des structures internes susceptibles d'entraîner une obstruction des canaux, d'évaluer les risques de dégradation de ces structures, et de mettre en place un programme de surveillance adapté

L'installation a redémarré en octobre 1983 et a été définitivement arrêtée en mai 1992. Bien plus tard, en 2015, une polémique a éclaté concernant des rejets de plutonium dans la Loire, à la suite de l'accident (Voir le chapitre 3.3.3 ci-après).

L'année 1980 est aussi marquée par deux autres incidents notables sur la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux, ayant affecté le réacteur A2.

Le 13 février 1980. À la suite d'une montée en puissance très rapide, liée à des insuffisances dans les consignes d'exploitation, des gaines de plusieurs éléments combustibles fondent sans que l'uranium à l'intérieur ne subisse ce même phénomène.

Le 21 avril 1980. Un conteneur explose dans une piscine dans laquelle étaient stockées des éléments combustibles « usés » retirés du réacteur et dont la gaine était endommagée (en attente de leur évacuation hors du site). Des produits de fission sont libérés dans l'eau de la piscine.

3.3.2. Enseignements de l'accident

L'accident du 13 mars 1980 a fait l'objet d'une analyse plus formalisée que celui de 1969, étant donné l'existence d'un organisme de contrôle au sein du ministère de l'Industrie, le SCSIN, ancêtre de l'ASN, d'un expert public rattaché au CEA, l'IPSN, et d'un groupe permanent d'experts. L'IPSN a rédigé deux rapports, l'un consacré à l'accident du 13 février 1980, qui pointe des défaillances organisationnelles et humaines, et un autre à celui du 13 mars, qui précise qu'il s'agit d'un problème de conception.

Les experts de l'IPSN mentionnent également un manque de prise en compte du retour d'expérience d'accidents survenus à l'étranger : un incident précurseur (arrachage de tôles) s'était déroulé dans la centrale nucléaire de Vandellós-1 en Espagne en 1976, qui était une centrale vendue par la France et copie conforme des réacteurs UNGG de la centrale de Saint-Laurent des-Eaux.

Le rapport de l'IPSN sur l'accident du 13 mars 1980 précise : « *cet incident [de Vandellós-1] a échappé à l'attention* ». De même, le risque d'un projectile pouvant causer une perte de refroidissement, ce qui correspond au scénario de l'accident de 1980, n'avait pas été pris en compte alors qu'elle avait fait l'objet d'études au milieu des années 1970 en France.

3.3.3. Conséquences sur les populations et l'environnement des accidents des réacteurs A1 et A2

Ces deux accidents n'ont conduit à aucune conséquence notable pour les populations et l'environnement proche de la centrale. Néanmoins quelques années plus tard une polémique éclate à propos de la présence de traces de plutonium d'origine industrielle dans le bassin versant de la Loire, à l'aval de la centrale de Saint-Laurent,

Rejets de plutonium dans la Loire

En 1993 et en 2003, les études radioécologiques ont été menées sur plusieurs années successivement par l'IPSN et l'IRSN. Elles ont permis d'établir la présence de traces de plutonium dans les sédiments de la Loire depuis Saint-Laurent-des-Eaux jusqu'à l'estuaire, dont l'origine serait à imputer soit à l'accident de 1980, soit à celui de 1969.

Pour l'IRSN, la majeure partie de ces traces ne sont pas liées à l'accident du 13 mars 1980, mais au traitement des eaux de la piscine du réacteur A2, contaminées lors de l'éclatement d'un conteneur renfermant un élément

combustible non étanche, survenu le 21 avril 1980. Sur la base des évaluations dosimétriques réalisées à partir de l'estimation de l'activité rejetée à l'époque, l'IRSN considère que les rejets en plutonium dans la Loire sont restés suffisamment faibles pour que les risques sanitaires et environnementaux en aval du site puissent être considérés comme négligeables

La mission d'enquête diligentée en 2015

Cette mission, réalisée par l'IRSN à la demande de la ministre de l'Écologie, conclut à des faibles rejets ne dépassant pas les normes en vigueur au moment des faits. L'IRSN indique par ailleurs que les traces des rejets de 1980 ne sont plus perceptibles dans la Loire depuis 1994, et précise que « *les traces de plutonium mesurées dans les sols dans le cadre de la surveillance à proximité des sites nucléaires d'EDF sont issues des retombées des essais nucléaires atmosphériques, sans influence discernable des rejets des centrales nucléaires* ».

3.4. ENSEIGNEMENTS TIRÉS DES ACCIDENTS DES RÉACTEURS A1 ET A2 DE SAINT-LAURENT

Le retour d'expérience acquis par les exploitants de ces réacteurs à l'occasion de ces accidents a permis de corriger les causes techniques et organisationnelles à l'origine de ces événements. Les domaines concernés ont été :

- la conception des installations, notamment celle des éléments combustibles et la résilience des dispositifs d'évacuation de la chaleur,
- les dispositifs de manutention de ces éléments
- les dispositifs de détection des fuites dans les éléments combustibles
- les dispositifs automatisés de surveillance des températures et des débits de gaz
- la clarification des procédures d'exploitation, notamment pour les situations incidentelles
- la rédaction de procédures en cas de réparations ou d'interventions exceptionnelles
- la formation des opérateurs

Au-delà de l'aspect technique spécifique aux réacteurs graphite-gaz, l'accident de 1980 confirme l'importance de maintenir en permanence le refroidissement du cœur. Les UNGG étaient tous différents, ce qui rendait difficile le retour d'expérience entre les différents sites. Il est à noter qu'aucun autre événement grave n'est survenu dans les réacteurs de cette filière après 1980, jusqu'à la fin de leur exploitation (Bugey 1) en 1994.

4. LES ACCIDENTS DES RÉACTEURS G1 ET G2 DE MARCOULE

4.1. CONTEXTE DES RÉACTEURS PLUTONIGÈNES DE MARCOULE

Les premiers réacteurs nucléaires français appartenant à la filière UNGG ont été construits dès la fin des années 50 avec l'objectif prioritaire de produire de plutonium pour le programme alors en plein essor du développement de la force de dissuasion. Cette production était rendue possible par la spécificité de cette filière permettant de décharger en fonctionnement les éléments combustibles après une durée d'irradiation courte, ce qui permettait de récupérer du plutonium 239 de qualité « militaire », comportant peu d'isotope 240 qui est gênant pour les applications militaires de la fission. C'est pour ces raisons que le CEA a décidé de construire 3 réacteurs plutonigènes baptisés G1, G2 et G3 sur le site de Marcoule qui venait d'être créé.

4.2. DESCRIPTION DES RÉACTEURS PLUTONIGÈNES DE MARCOULE

Les réactions nucléaires se produisent dans un massif constitué par plusieurs centaines de tonnes de graphite ultrapur. Ce massif comporte des milliers de canaux horizontaux dans lesquels sont disposés les éléments combustibles.

Cette disposition géométrique permet de retirer facilement les éléments combustibles sans interrompre le fonctionnement, puis de récupérer le Pu239 de qualité militaire. Ces éléments sont constitués par une gaine en magnésium-zirconium qui contient le matériau fissile.

L'ensemble est contenu dans une enceinte étanche en béton précontraint. Le refroidissement est assuré par un flux d'air à la pression ambiante pour G1, et par du CO₂ sous pression pour G2 et G3.

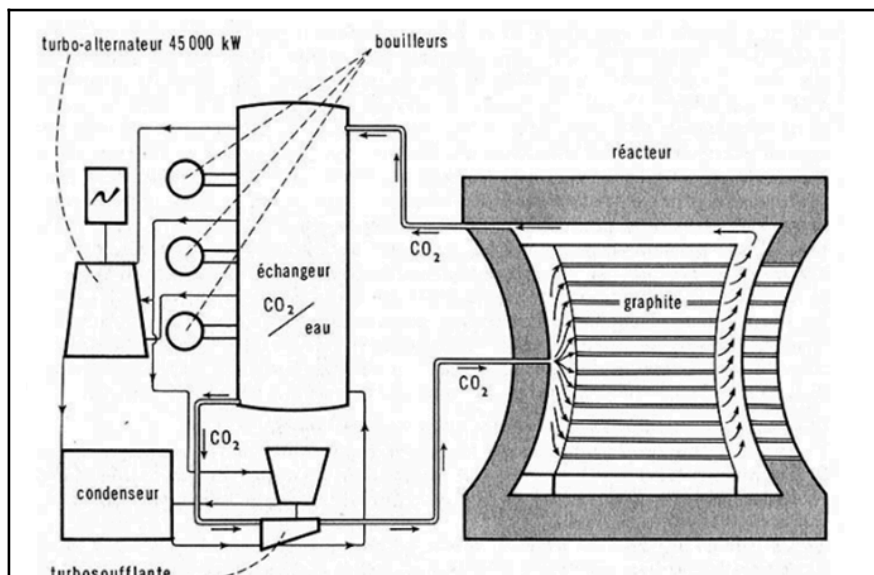
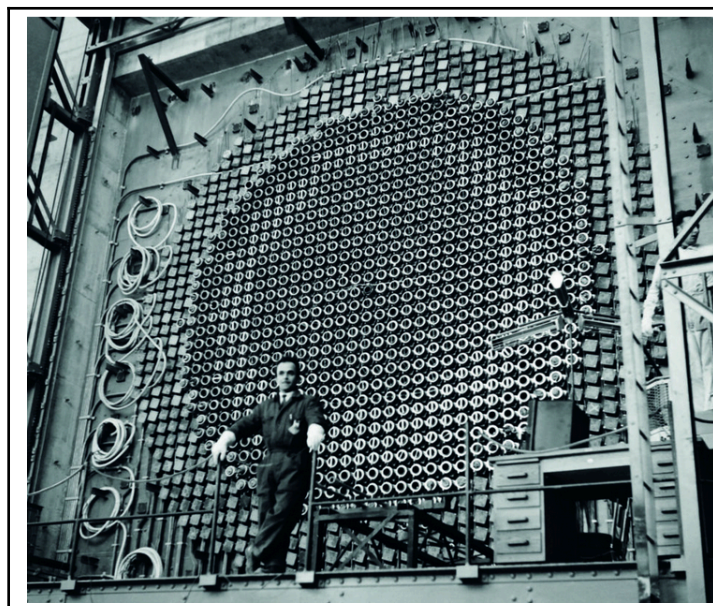


Figure 2 : Schéma de principe du réacteur G2 de Marcoule

Le réacteur G1 possédait à l'origine une puissance thermique maximale de 30 mégawatts, augmentée par la suite jusqu'à 46 mégawatts. À la fin de la conception du réacteur G1, un groupe alternateur de 5 MWe a été ajouté. Ceci préfigurait la production massive d'électricité d'origine nucléaire qu'il était prévu de réaliser ultérieurement avec d'autres réacteurs UNGG de fortes puissances. Ce fut bien le cas avec la série des réacteurs UNGG des sites de Chinon, Saint Laurent, et Bugey.

Les réacteurs G2 et G3 étaient une extrapolation plus puissante de G1, avec une puissance thermique de 260 MW, la puissance électrique nette fournie au réseau étant de 39 MW.

Figure 3 : Face latérale du massif de graphite, avec l'entrée des canaux du massif du réacteur G1 de Marcoule►



Malgré les événements ayant affecté G1 et G2, ces 2 réacteurs ont pu être rapidement remis en état de fonctionnement, et l'objectif principal de production de plutonium de qualité « militaire » a pu être atteint. Leur exploitation a cessé en 1968, 1980 et 1984, respectivement.

La première phase de démantèlement, achevée en 1996, a consisté à retirer tout le combustible nucléaire, à déposer l'ensemble des circuits externes, notamment celui de refroidissement, et à assurer le confinement des blocs réacteurs. La phase suivante, qui consistera notamment à démanteler les massifs de graphite, n'a pas encore débutée, du fait de l'absence, à ce jour, d'une installation de stockage de déchets de faible activité à vie longue (FAVL), constitués essentiellement par les massifs de graphite.

4.3. L'ACCIDENT DU RÉACTEUR G1 LE 26 OCTOBRE 1956

4.3.1. Le déroulement de l'accident

Après la première divergence en janvier 1956 de ce premier réacteur UNGG en France, des essais destinés à maîtriser l'effet Wigner (un dégagement brutal de chaleur du graphite soumis à irradiation) sont menés du 20 au 26

octobre 1956. Ces essais nécessitent un arrêt du réacteur au cours duquel plusieurs centaines de boisseaux (dispositifs qui règlent le débit d'air servant à refroidir le combustible dans le canal) sont complètement fermés.

Le 26 octobre 1956, fusion d'un élément combustible

Le 26 octobre, vers 11 heures, une montée en puissance du réacteur est initiée. Certains canaux atteignent des températures anormalement élevées indiquant que des boisseaux n'ont pas été correctement ou complètement ouverts par le système de commande automatisé, une innovation à l'époque. Des réglages manuels sont alors réalisés dans l'après-midi et la soirée, et la puissance du réacteur passe de 30 MWth à 40 MWth vers 19 heures.

Entre 19 heures et 19 h 15, une hausse anormale de la radioactivité est observée dans deux canaux, et la puissance du réacteur est abaissée. Pendant ce processus, d'autres alertes de radioactivité se déclenchent en sortie d'air de refroidissement, indiquant une « rupture de gaines ». Le réacteur est arrêté à 19 h 45, suivi d'une légère remontée en puissance pour identifier la gaine accidentée grâce à la Détection de rupture de gaine (DRG) – un système de prélèvement d'air et de mesure, calibré pour rechercher des ruptures lentes. La gaine rompue est localisée environ 30 minutes après sa rupture. À l'aide d'observations réalisées à distance avec un endoscope, les agents du CEA confirment pendant la nuit la localisation du canal incriminé et remarquent la formation d'un « bouchon » de combustible fondu ou partiellement fondu dans le canal, ce qui l'obstrue totalement. Il ne s'agit donc pas seulement d'une rupture de gaine, mais d'une fusion de combustible, une première en France.

Dégâts et remise en service

Après plusieurs tentatives infructueuses mettant en œuvre des moyens improvisés, l'essentiel du matériau accidenté (un mélange d'uranium naturel, de magnésium et de produits de fission) est finalement récupéré et enfermé dans un conteneur en béton. À la suite de l'incident, une centaine de canaux s'avèrent contaminés par des poussières d'uranium et des produits de fission, ce qui empêche le système DRG de fonctionner correctement. L'ensemble des canaux contaminés sont nettoyés en juin 1957, et le réacteur peut redémarrer normalement en juillet 1957 avec le système DRG fonctionnel et l'ensemble des canaux opérationnels.

4.3.2. Évaluation des conséquences de l'incident par le CEA

Dans une communication de 1958 consacrée à cet incident, le directeur du centre de l'époque, Maurice Gervais de Rouville, explique que « *l'ensemble des travaux ont été exécutés en 35 jours* ». Dans un compte rendu du mois de novembre 1956, le GPR (Groupe de Radioprotection) de Marcoule estime que « *des consignes très strictes ont permis à l'ensemble du personnel de ne pas dépasser une irradiation individuelle de 100 mrem/semaine* » (1 mSv/semaine). Ce combustible n'avait été que faiblement irradié lors de cette première année d'essais et de tests, ce qui explique le faible niveau d'irradiation et de contamination que les opérateurs ayant participé aux opérations de récupération et de remise en état ont subi. Il est à noter qu'à l'époque, il n'existait pas de critères de limite d'exposition pour les travailleurs du nucléaire ; à titre de comparaison, la limite réglementaire actuelle d'exposition externe est de 20 mSv/an, ce qui aurait été compatible avec le niveau d'irradiation subi à l'époque. À la suite de l'expertise, réalisée en 1961, du conteneur en béton où se trouvait la matière récupérée, la masse d'uranium naturel ayant fondu a été évaluée à moins de 7 kg.

Lors de la construction du réacteur G1, trois stations de contrôle de la radioactivité atmosphérique avaient été créées à proximité du site de Marcoule. Selon le rapport du GPR rédigé à l'époque, la station extérieure la plus proche, à Codolet, a permis d'établir que « *la radioactivité relâchée à l'extérieur du bâtiment ne dépasse pas les limites maximales admissibles* », ce qui avait permis au CEA d'affirmer « *que l'événement n'a eu aucune incidence sur l'environnement et la santé des populations* ». La quantité d'iode radioactif (notamment l'isotope 131 qui est le principal produit de fission susceptible de se retrouver dans l'environnement lors d'un accident nucléaire, mais dont la demi-vie est de 8 jours) fut estimée de l'ordre de 100 à 200 curies (3,7 à 7,4 TBq de I131). Pour mémoire, la quantité d'I 131 relâchée dans l'environnement lors de l'accident de TMI aux USA en 1979 a été estimée à 0,6 TBq, avec des effets non mesurables sur la santé des populations avoisinantes.

L'événement ayant eu lieu dans les toutes premières années de l'industrie nucléaire, il n'existait pas de cadre réglementaire permettant d'évaluer de manière rigoureuse sa dangerosité sur une échelle absolue (l'échelle INES existe depuis 1994). Il semble bien que 68 ans après l'événement, les données nécessaires pour caractériser l'ampleur de son impact sur l'environnement ne sont pas disponibles, si tenté même qu'elles aient existées à l'époque.

On peut seulement tenter de comparer cet événement avec celui du réacteur A1 de St Laurent, survenu en 1969, au cours duquel 47 kg de combustible ayant fondu ont été récupérés, et qui, après une analyse a posteriori de l'ASN et de l'IRSN, aurait été classé au niveau 4 de l'échelle INES, donc représentatif d'un « accident ». Dans ces conditions, l'événement du réacteur G1 d'octobre 1956 pourrait être positionné de manière très conservatrice au niveau 4 de l'échelle INES, et donc constituer un accident.

4.3. L'ACCIDENT DU RÉACTEUR G2 LE 14 DÉCEMBRE 1959

Ce réacteur avait divergé le 21/07/1958. À la fin de la deuxième montée en puissance du réacteur, un échauffement brutal d'un canal, non détecté en raison d'une erreur de câblage de thermocouple, provoque une rupture violente des gaines dans ce canal et la contamination importante de 100 canaux sur un total de 1200. Pour réaliser les réparations nécessaires, le CEA décide d'évacuer dans l'environnement extérieur le CO₂ qui, du fait de la rupture de certaines gaines, était contaminé par des produits de fission. Il est donc très probable que les habitants du voisinage ont subi une irradiation accidentelle. Le CEA a annoncé également que le personnel a subi des « irradiations sérieuses » lors des réparations.

Il est notable de constater que, contrairement à l'accident du réacteur G1 évoqué ci-dessus, très peu d'informations sur les causes et les conséquences radiologiques de cet événement sont disponibles actuellement. Toutefois, compte-tenu des informations disponibles pour les autres accidents survenus dans la même période sur les UNGG en France et un réacteur similaire en Grande-Bretagne (Windscale 1 - 1957), il est probable que l'échauffement brutal du canal a été causé par un refroidissement insuffisant causé par une obturation totale ou partielle de ce canal.

5. RÉFÉRENCES

- [1] Les accidents de 1969 et 1980 à la centrale de Saint-Laurent-des-eaux [IRSN](#)
- [2] Accidents en France dans les anciens réacteurs A1 et A2 de Saint-Laurent-des-Eaux. <https://www.asn.fr>
- [3] Accidents nucléaires et évolutions de la sûreté et de la radioprotection. Comment la sûreté nucléaire et la radioprotection ont évolué après les accidents survenus en France et dans le monde. Les cahiers historiques de l'ASN - Novembre 2023.