

Chapitre 35

Possibilités et maîtrise d'insertions de réactivité dans les réacteurs à eau sous pression

Comme cela est indiqué au chapitre 5, la réactivité dans un réacteur nucléaire doit être maîtrisée à chaque instant. Cette fonction fondamentale de sûreté a pourtant été mise en défaut à plusieurs reprises, notamment en 1986 lors de l'accident du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Tchernobyl décrit au chapitre précédent.

Le présent chapitre traite des dispositions de prévention du risque d'insertion⁹¹⁴ incontrôlée de réactivité dans un réacteur à eau sous pression. Une telle insertion de réactivité dans un réacteur en fonctionnement est appelée incident ou accident de réactivité. Lorsqu'elle se produit alors que la réaction nucléaire en chaîne n'est pas recherchée (dans un entreposage de combustible ou dans le cœur d'un réacteur en état d'arrêt prolongé, tout particulièrement si le circuit primaire est ouvert), il s'agit d'un accident de criticité.

Dans les jours qui ont suivi l'accident de Tchernobyl, l'IPSN a mis en place une équipe chargée de chercher à comprendre les causes de l'accident et de déterminer les enseignements qui devraient en être tirés. Début juillet 1986, il put ainsi indiquer les sujets des différentes études qu'il lui paraissait opportun d'engager. Cependant,

914. Les termes insertion, injection et introduction sont indifféremment utilisés pour désigner un apport de réactivité dans le cœur, entraînant un accroissement du nombre de fissions et donc de la puissance nucléaire.

les causes de l'accident ne furent pleinement identifiées qu'après plusieurs mois, par les communications des experts scientifiques russes : pour l'essentiel, l'accident avait été rendu possible par une série de violations des règles de sécurité et l'inhibition de certaines actions de protection, ainsi que par des caractéristiques intrinsèques défavorables des cœurs des réacteurs de type RBMK, conduisant à un accident de réactivité (voir le chapitre précédent).

En France, et plus largement au niveau international, était exprimée la volonté de tirer tous les enseignements de cet accident, en particulier pour la gestion de la crise, mais, compte tenu des différences de conception et d'exploitation, il n'apparaissait pas que les principes fondamentaux de la sûreté des réacteurs de production occidentaux étaient à remettre en cause. En particulier :

- dans les conditions normales d'exploitation d'un réacteur à eau sous pression, une augmentation de puissance ou de température entraîne une baisse de réactivité qui tend à freiner l'augmentation de puissance ;
- l'insertion des grappes de contrôle et d'arrêt a toujours pour effet de réduire la réactivité du cœur ; leur temps de chute est beaucoup plus court que dans le cas des RBMK (2 s à comparer à 20 s à l'époque de l'accident) ;
- il n'est pas dans la pratique d'inhiber des sécurités pour des motifs de production électrique ou de réussite d'un essai.

Cependant, après un accident aussi important, il paraissait nécessaire de réexaminer en totalité les études en support aux rapports de sûreté des réacteurs français et en particulier d'évaluer les conséquences potentielles d'un non-respect des règles d'exploitation. C'est ainsi qu'un groupe d'experts de Framatome, d'Électricité de France et de l'IPSN a commencé à réfléchir aux possibilités, dans un réacteur à eau sous pression, des accidents du même type que celui qui était survenu à la centrale nucléaire de Tchernobyl, même si, compte tenu des différences de conception, *a priori* les conséquences ne pouvaient pas être aussi importantes.

L'objectif était de déterminer dans quelles conditions des situations de ce type pourraient se produire, indépendamment du caractère plausible ou non du scénario. Le souci était donc prioritairement d'identifier les situations à risques de façon à comprendre les phénomènes physiques pouvant en limiter les conséquences, la discussion sur la nécessité ou non de prendre en compte ces situations pouvant être menée dans un second temps. En effet, pour avoir un éclairage nouveau, il fallait, dans un premier temps « retourner à la physique », en menant une réflexion sur les phénomènes pouvant introduire de la réactivité dans un cœur de réacteur à eau sous pression sans faire référence à des scénarios identifiés ou à des études antérieures, et encore moins à des probabilités. Certains scénarios imaginés pouvaient avoir une probabilité bien inférieure à 10^{-7} par réacteur et par an, limite alors généralement adoptée (par famille d'événements) pour la prise en compte de scénarios à la conception.

Dans le cadre de cette réflexion, pour chacun des paramètres du réacteur, les variations possibles et leur impact sur la réactivité du cœur ont été examinés et l'IPSN a

réalisé lui-même, ou en s'appuyant sur le CEA, des calculs de physique du cœur. C'est l'une de ces études qui a conduit à mettre en évidence une première séquence d'événements de « dilution hétérogène »⁹¹⁵ du bore dans le cœur.

Les discussions se sont poursuivies et, en 1989, Électricité de France a, sur la base des résultats d'évaluations probabilistes des séquences étudiées, trouvé une séquence de probabilité significative, à savoir quelques 10^{-4} par réacteur et par an; la nécessité de dispositions complémentaires contre les dilutions hétérogènes de bore dans le cœur a alors été reconnue par tous – y compris au niveau international. Cette séquence correspond, à partir d'un état d'arrêt où les pompes primaires sont à l'arrêt, à un transfert d'eau pure (ou « claire », c'est-à-dire non borée) vers le cœur lors du redémarrage de ces pompes. Dès la mise en évidence de cette séquence particulière, Électricité de France donna des instructions à ses centrales pour que toute arrivée d'eau pure dans le circuit primaire soit évitée lorsque les pompes de circulation sont à l'arrêt. Dans un deuxième temps, au début des années 1990, un automatisme a été mis en place pour arrêter toute arrivée d'eau pure dès que les pompes sont à l'arrêt: il constituera l'un des éléments du dispositif dit de protection anti-dilution abordé plus loin.

Les séquences d'événements étudiées en France ont bien évidemment été présentées rapidement aux partenaires étrangers des différents organismes concernés, aussi bien dans le cadre de relations bilatérales que de réunions internationales organisées par l'Agence de l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE ou par l'AIEA. Il s'agit, depuis l'accident de Three Mile Island, d'un réflexe normal dans le monde nucléaire, occidental du moins. Annoncer aux autres exploitants et organismes de sûreté un précurseur d'accident même théorique est aussi important que de leur présenter des incidents réels. Il s'agit de culture de sûreté. Le scepticisme rencontré au premier abord a évolué, en particulier par l'apport d'évaluations probabilistes puis des EPS.

35.1. La recherche et l'étude de séquences d'événements

Comme cela a été indiqué ci-dessus, à la suite de l'accident de Tchernobyl, la manière dont les insertions de réactivité étaient envisagées et traitées en France a été réexaminée. Les séquences d'événements prises en compte pour la conception des réacteurs à eau sous pression ont été réévaluées ainsi que leurs hypothèses, et l'éventualité d'autres séquences pouvant nécessiter des dispositions complémentaires a été explorée. Quelques-unes des conditions de fonctionnement étudiées sont rappelées en annexe.

Pour rechercher les causes possibles d'un accident d'insertion de réactivité, il faut se souvenir que le cœur des réacteurs à eau sous pression exploités en France est sous-modéré (voir le chapitre 5) et que la maîtrise de la réactivité est assurée non seulement par les grappes absorbantes qui s'insèrent dans certains assemblages combustibles, mais aussi par le bore qui se présente sous la forme d'acide borique

915. C'est-à-dire conduisant dans certaines zones du cœur à des concentrations de bore plus faibles que celle qui était requise.

dissous dans le fluide primaire. Il est dès lors possible de classer les accidents de réactivité envisageables en trois familles :

- les accidents de refroidissement,
- les accidents de retrait ou d'éjection de grappes (de contrôle),
- les accidents de diminution de la concentration de bore dans le fluide primaire, appelés accidents de dilution.

Les principales études de séquences d'événements relevant de ces trois familles sont présentées dans la suite du présent chapitre. Il convient de noter que d'autres études de séquences ont été menées à titre exploratoire avec un souci de conservatisme – dont ne seront mentionnées dans la suite du texte que quelques unes d'entre elles. Ces séquences, de probabilité extrêmement faibles, supposaient plusieurs défaillances (notamment celle de l'arrêt automatique du réacteur) ou un non-respect de spécifications techniques d'exploitation (par exemple la limite d'insertion des grappes de contrôle). Leur étude a permis de préciser les marges disponibles par rapport à un endommagement du combustible ou des délais disponibles aux opérateurs pour intervenir avant qu'un endommagement ne survienne.

35.1.1. Les accidents de refroidissement

La rupture guillotine d'une tuyauterie principale de vapeur à la sortie d'un générateur de vapeur est considérée comme l'accident le plus grave de toutes les causes possibles de refroidissement brutal du fluide primaire ; elle est à ce titre retenue dans les conditions de fonctionnement de dimensionnement des réacteurs à eau sous pression. L'augmentation brutale du débit de vapeur consécutive à l'apparition de la brèche provoque une baisse rapide de la pression dans les générateurs de vapeur. L'accroissement de l'écart de température entre les circuits primaire et secondaire qui en résulte entraîne un refroidissement rapide de l'eau du circuit primaire. Compte tenu de la valeur négative du coefficient neutronique de température du modérateur, ce refroidissement introduit de la réactivité dans le cœur. Si le réacteur est en production d'électricité, la puissance augmente transitoirement, avant que le système de protection ne déclenche rapidement l'arrêt automatique du réacteur, qui vient interrompre les réactions nucléaires en chaîne. L'insertion des grappes absorbantes dans le cœur apporte alors une marge par rapport aux conditions critiques, qui doit être suffisante pour limiter les conséquences de la suite du transitoire de refroidissement qui continue d'introduire de la réactivité.

Pour limiter le refroidissement, le système de protection émet également un ordre de fermeture des vannes d'isolement des tuyauteries de vapeur et des tuyauteries d'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur. Un signal d'arrêt automatique des pompes du circuit primaire a par ailleurs été ajouté sur les réacteurs du parc électronucléaire français, afin de réduire la vitesse du refroidissement. Toutefois, le refroidissement du fluide circulant dans la branche froide du circuit primaire reliée au générateur de vapeur affecté ne peut pas être interrompu, la brèche considérée étant située en amont de la vanne d'isolement de la vapeur. Dans ce cas, les conditions

de criticité pourraient être atteintes et une excursion de puissance nucléaire se produire.

C'est pourquoi, pour limiter le niveau de puissance atteint, le système de protection déclenche la mise en service automatique du système d'injection de sécurité qui apporte de l'eau borée nécessaire à la maîtrise de la réactivité après l'insertion des grappes absorbantes du fait de l'arrêt automatique du réacteur.

Dans l'hypothèse où une grappe absorbante resterait bloquée malgré l'arrêt automatique du réacteur (défaillance aggravante retenue pour l'étude de l'accident), un pic de puissance important pourrait être localisé dans la zone de l'assemblage combustible dans lequel la grappe est bloquée; les contre-réactions neutroniques dues à l'échauffement local du combustible (effet Doppler) et du fluide primaire (effet du modérateur) en limiteraient l'amplitude.

Une baisse de la pression dans le circuit primaire résulte par ailleurs de la contraction de l'eau du circuit primaire due au refroidissement. Ces conditions de pression primaire et de puissance dans l'assemblage combustible avec la grappe bloquée pourraient provoquer un endommagement des crayons combustibles du fait de l'apparition d'une « crise d'ébullition »⁹¹⁶ et de ses conséquences.

Certains réacteurs du parc électronucléaire français (les réacteurs de 900 MWe) disposent d'un réservoir d'eau très fortement borée et d'une pompe d'injection de sécurité capable d'introduire dans le circuit primaire de l'eau borée à haute pression à partir de ce réservoir, ce qui permet un retour automatique et rapide du cœur dans un état sous-critique. Pour les autres (réacteurs de 1 300 MWe et de 1 450 MWe), le système d'injection de sécurité ne comporte pas de pompe à haute pression mais des pompes à moyenne pression (cette évolution de conception a été retenue à la suite de l'accident de Three Miles Island) et l'injection d'eau borée n'intervient qu'après une diminution suffisante de la pression primaire; toutefois, pour améliorer la maîtrise de la réactivité, notamment en cas de transitoire de refroidissement plus lent ne conduisant pas à une basse de pression importante dans le circuit primaire, une « fonction de borication automatique » a été conçue pour injecter de l'eau borée à haute pression mais ce système n'est pas pris en compte dans les études de sûreté. Dans tous les cas, le retour à un état stable et durable présentant une marge de sous-criticité suffisante n'est possible qu'après intervention de l'opérateur, notamment pour isoler complètement l'arrivée d'eau dans le générateur de vapeur affecté (fermeture de l'ASG).

Pour le réacteur EPR, un système de sûreté dédié à la maîtrise de la réactivité a été conçu spécifiquement pour assurer de manière automatique, notamment en cas d'accident de refroidissement, l'injection à haute pression d'un petit débit d'eau fortement borée. De plus, le grand nombre de grappes absorbantes dédiées à l'arrêt automatique du réacteur apporte une marge importante par rapport aux conditions critiques. Enfin, le système de protection émet un ordre d'isolement automatique et total de l'alimentation en eau du générateur de vapeur affecté (isolement des systèmes ARE

916. Voir le paragraphe 5.6.

et ASG). De manière générale, les améliorations de conception retenues pour le réacteur EPR, en vue de maîtriser les transitoires d'insertion de réactivité par refroidissement permettent d'éviter le retour en puissance du réacteur pour tous les incidents de refroidissement (causés par les événements initiateurs estimés les plus fréquents) et certains accidents de refroidissement. Pour les accidents de rupture d'une tuyauterie du circuit de vapeur qui pourraient néanmoins conduire à un retour en puissance du réacteur (au maximum quelques pour cent de la puissance nominale), ces dispositions de conception garantissent l'atteinte d'un état sous-critique de manière totalement automatique (sans que l'intervention de l'opérateur soit nécessaire).

Après l'accident de Tchernobyl, des scénarios de refroidissement excessif par les générateurs de vapeur (impliquant la vidange de deux, trois ou quatre générateurs de vapeur), avec ou sans grappe absorbante bloquée, puis des cas extrêmes de rupture d'une tuyauterie de vapeur avec mise en service du système d'injection de sécurité avec une concentration du bore nulle ou l'indisponibilité complète de ce système de sauvegarde, ont été étudiés. Dans tous les cas considérés, les études ont permis de conclure qu'il existe un risque d'endommagement du combustible si la grappe apportant la plus forte antiréactivité reste coincée hors du cœur lors de l'arrêt automatique du réacteur. Selon les évaluations alors effectuées, des puissances moyennes significativement supérieures à 20 % de la puissance nominale pourraient être atteintes (retour en puissance). Compte tenu de facteurs de point chaud élevés⁹¹⁷ dans le cas où toutes les grappes absorbantes seraient insérées hormis la plus efficace, une « crise d'ébullition » puis l'endommagement de nombreux crayons combustibles pourraient survenir; toutefois, les probabilités de ces séquences ont été considérées comme extrêmement faibles compte tenu du nombre et de la nature des défaillances qu'elles supposent.

Si l'ensemble des grappes absorbantes chutent dans le cœur lors de l'arrêt automatique du réacteur, les facteurs de point chaud demeurent faibles et les critères relatifs à l'intégrité du combustible sont toujours respectés. Pour le réacteur EPR Flamanville 3, le rapport de sûreté comporte une étude d'accident spécifique relative à la vidange simultanée de deux générateurs de vapeur du fait de la rupture complète doublement débattue de deux lignes principales de vapeur supposée causée par une chute d'avion: l'étude montre que, sans aggravant, le réacteur reste sous-critique durant tout le transitoire.

35.1.2. Les incidents et accidents liés aux grappes de contrôle

L'extraction du cœur d'une grappe de contrôle entraîne une insertion de réactivité. À l'inverse, pour les réacteurs à eau sous pression, l'insertion d'une telle grappe dans le cœur conduit toujours à une baisse plus ou moins importante de la réactivité; il n'a pas été identifié de situations du type de celle qui prévalait dans le réacteur RBMK de Tchernobyl où, dans certaines configurations, le début de la chute des grappes augmentait la réactivité du cœur.

917. Voir le chapitre 5, paragraphe 5.2.

► Incident de retrait de groupes de grappes de contrôle

Cet incident, retenu dans la deuxième catégorie des conditions de fonctionnement de dimensionnement pourrait résulter soit d'une défaillance du système de régulation de la température moyenne du circuit primaire ou de la puissance du réacteur par les grappes de contrôle, soit d'une défaillance du système de commande des grappes, soit d'une erreur de pilotage lorsque l'opérateur est amené à commander les grappes manuellement lorsque le réacteur est en production d'électricité ou lors du suivi de la procédure de redémarrage du réacteur après un arrêt.

Si, lors de l'incident, le réacteur est en production d'électricité à pleine puissance, l'apport de réactivité lors d'un retrait de groupes de grappes de contrôle est réparti sur l'ensemble du cœur et la puissance nucléaire augmente transitoirement jusqu'à ce que le système de protection déclenche l'arrêt automatique du réacteur. L'extraction de chaleur par le secondaire des générateurs de vapeur augmente moins vite que la puissance dégagée dans le circuit primaire; il en résulte une élévation de la pression et de la température du fluide primaire. Compte tenu de l'augmentation du flux de neutrons (« rampe de puissance », limitée toutefois par les contre-réactions neutroniques) et de la température du fluide primaire, il y a alors des risques d'apparition d'une interaction entre pastilles et gaines assistée par la corrosion sous contraintes⁹¹⁸, de « crise d'ébullition » et de fusion du combustible au centre des pastilles.

Quel que soit le mode de pilotage du réacteur mis en œuvre, qui diffère selon les paliers de réacteurs du parc électronucléaire français, le système de régulation par les grappes de contrôle est conçu de manière à limiter la cinétique d'insertion de réactivité et le système de protection est conçu de manière à déclencher l'arrêt automatique du réacteur suffisamment tôt pour éviter tout endommagement des crayons combustibles.

Si le réacteur est initialement à puissance nulle, en attente à chaud ou en phase d'approche des conditions critiques (au redémarrage après un arrêt en cours de cycle), la réactivité apportée par le retrait d'un ou plusieurs (selon la conception du contrôle-commande donc du palier du réacteur considéré) groupes de grappes de contrôle initialement insérées peut amener rapidement à l'atteinte, dès le début de l'extraction des grappes, des conditions de « prompte criticité », qui correspondent à une insertion de réactivité de l'ordre de 500 pcm. Cela conduit à une excursion très rapide de la puissance nucléaire, très localisée dans le bas des assemblages desquels les grappes ont commencé à s'extraire. L'amplitude de ce « pulse » de puissance est alors limitée uniquement par l'amplitude des contre-réactions neutroniques

918. Il est ici rappelé (chapitre 28) que l'interaction entre pastilles et gaines assistée par la corrosion sous contrainte (CSC) peut conduire à une rupture de gaine (perte d'étanchéité) initiée en peau interne, au niveau des zones entre pastilles. Une excursion de puissance provoque des relâchements par le combustible, dans l'espace entre les pastilles et la gaine, de produits de fission corrosifs comme l'iode, le cadmium ou encore le césium. La zone d'interaction constitue un lieu préférentiel d'amorçage de la fissure par CSC puis de sa propagation de l'intérieur vers l'extérieur de la gaine, ce qui pourrait alors conduire au transfert de produits de fission dans l'eau du circuit primaire.

induites par l'échauffement très localisé du combustible, puis du fluide circulant dans les assemblages. Au moment du « pulse » de puissance, le risque est la fusion de combustible et la rupture mécanique des gaines du fait de la déformation induite par la dilatation thermique des pastilles (interaction mécanique entre pastilles et gaines). Juste après, le risque potentiel est la « crise d'ébullition », avant l'intervention de l'arrêt automatique du réacteur.

Toutes les situations possibles de retrait de groupes de grappes de contrôle ont été envisagées, en tenant compte des spécificités de la conception du système de commande des grappes du réacteur. La composition des groupes de grappes de contrôle, définie selon le mode de pilotage du réacteur, et la conception du système de commande associé (notamment la sélection des groupes qui peuvent être commandés simultanément) garantissent l'absence d'endommagement des crayons combustibles pour tous les cas de retrait envisageables.

► Accident de retrait d'une grappe de contrôle

Contrairement à l'accident de retrait de groupes de grappes de contrôle, l'accident de retrait d'une grappe de contrôle (accident étudié dans la troisième catégorie des conditions de fonctionnement de dimensionnement) entraîne un apport de réactivité local dans le cœur. Un tel retrait ne peut résulter que des deux cas suivants :

- l'opérateur remonte délibérément une grappe de contrôle en raison d'un mauvais alignement réel ou supposé d'une grappe par rapport à son groupe,
- plusieurs défaillances électriques ou mécaniques apparaissent simultanément alors que le réacteur fonctionne en contrôle automatique.

Cet accident est étudié seulement pour l'état de fonctionnement du réacteur à pleine puissance. L'amplitude de l'insertion de réactivité est limitée par rapport à celle qui correspond au retrait incontrôlé de groupes de grappes de contrôle dans cet état du réacteur. Néanmoins, le caractère localisé de l'augmentation de puissance dans les assemblages situés autour de la grappe absorbante extraite et l'échauffement dissymétrique qu'elle induit dans le fluide qui traverse le cœur peuvent induire un risque d'interaction entre pastilles et gaines assistée par la corrosion sous contraintes, un risque de « crise d'ébullition » pour certains crayons combustibles dans cette zone et de fusion de combustible.

La définition des limites d'insertion autorisées en exploitation à pleine puissance pour les différents groupes de grappes de contrôle utilisés selon le mode de pilotage du réacteur, ainsi que la composition du plan de chargement du cœur permettent de limiter les cas de retrait pour lesquels le risque de « crise d'ébullition » est avéré. Pour ces derniers, la conception du système de protection garantit le déclenchement de l'arrêt automatique du réacteur, qui vise à prévenir un endommagement sévère de crayons combustibles en cas de maintien à haute température. L'étude de l'accident permet de s'assurer que le nombre de crayons concernés par un risque d'endommagement est suffisamment limité, que la température des gaines et la durée de leur

maintien à haute température restent suffisamment limitées, de même que l'éventuelle fusion de combustible au centre des pastilles.

À la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl, l'étude du retrait d'une grappe de contrôle n'a pas conduit à des investigations complémentaires. En effet, les conséquences de scénarios plus pénalisants, qui seraient obtenus en supposant que l'opérateur ne respecte pas les règles d'exploitation, seraient couvertes par les études réalisées pour l'accident d'éjection d'une grappe de contrôle (voir le paragraphe ci-après). Il a toutefois été jugé pertinent d'évaluer au bout de quel délai, en cas de non-déclenchement de l'arrêt automatique du réacteur, le respect des limites fixées pour éviter l'endommagement des crayons combustibles ne serait plus assuré. Cette évaluation a montré que, en cas de retrait d'une grappe conduisant à la « crise d'ébullition » de quelques crayons du cœur et du cumul de la défaillance de l'arrêt automatique du réacteur, l'opérateur disposerait d'environ un quart d'heure pour intervenir avant tout endommagement sévère du combustible; mais ce risque a été considéré comme extrêmement faible compte tenu de la très faible probabilité de ce scénario.

► Accident d'éjection d'une grappe de contrôle

L'éjection d'une grappe de contrôle (accident étudié dans la quatrième catégorie des conditions de fonctionnement de dimensionnement) pourrait résulter de la rupture de l'enclume sous pression du mécanisme de commande d'une grappe, qui créerait un écart de pression au niveau de la tige de commande entre la pression du circuit primaire et la pression dans l'enclume de confinement. Cette éjection entraînerait une insertion très rapide de réactivité pouvant conduire à l'atteinte des conditions de « prompte criticité », d'où un accroissement brusque de la puissance du cœur, qui s'accompagnerait d'une déformation importante de la distribution radiale de puissance au voisinage de la grappe éjectée. L'augmentation locale de puissance serait telle qu'elle entraînerait un accroissement important de l'énergie emmagasinée dans les pastilles de combustible dont la dilatation pourrait conduire à des ruptures de gaines (par interaction mécanique entre pastilles et gaines), à l'apparition d'une « crise d'ébullition » et à la fusion de combustible, et finalement à l'endommagement plus ou moins sévère de certains crayons combustibles, selon l'efficacité neutronique de la grappe éjectée. Les ruptures de gaines pourraient conduire à l'éjection dans le réfrigérant primaire de fragments de pastilles de combustible très chaudes. L'interaction thermodynamique entre ces fragments et le fluide primaire pourrait entraîner diverses conséquences: vaporisation, montée en pression... susceptibles de conduire à un endommagement important du cœur ou du circuit primaire.

Les critères retenus à l'égard de l'accident d'éjection d'une grappe de contrôle pour la conception des réacteurs du parc électronucléaire étaient initialement issus du *Regulatory Guide 1.77* établi en 1974 par l'autorité de sûreté nucléaire américaine (U.S.NRC); ils visent à garantir que l'endommagement des crayons combustibles sera suffisamment limité pour que le cœur reste refroidissable tout au long du transit.

Les critères alors retenus (pour les taux de combustion modérés) portent sur quatre paramètres :

- la température maximale des gaines, qui doit rester inférieure à 1 482 °C (2 700 °F),
- l'enthalpie maximale dans le combustible, qui doit être inférieure à 200 cal/g,
- la fraction de combustible fondu, qui doit être inférieure à 10 %,
- le nombre de crayons susceptibles d'entrer en « crise d'ébullition », qui doit représenter moins de 10 % des crayons du cœur.

Puis, pour les taux de combustion élevés, les critères relatifs à la variation d'enthalpie dans le combustible ont fait l'objet de nombreux travaux de recherche ; ceux qui sont menés dans le réacteur d'expérimentation CABRI sont succinctement décrits au paragraphe 35.2. Les critères utilisés par Électricité de France pour la variation maximale d'enthalpie dans le combustible y sont précisés.

L'accident d'éjection de grappe détermine les limites d'exploitation relatives à l'insertion des grappes de contrôle lorsque le réacteur est en fonctionnement. Celles-ci sont définies pour chaque groupe de grappes en fonction du niveau de puissance du réacteur de manière à respecter les critères de sûreté.

Les matériaux de gainage des crayons combustibles de conception récente (présentés dans le paragraphe 28.2) présentent un meilleur comportement à l'égard du risque de rupture de gaine par interaction pastille-gaine en raison d'une meilleure résistance à la corrosion en fonctionnement normal qui peut fragiliser les gaines pour ce type de transitoire.

35.1.3. Les accidents de dilution du bore

La diminution de la concentration de bore dans l'eau du circuit primaire, due à une dilution, peut conduire à une augmentation significative de la réactivité du cœur.

Un apport d'eau (pure ou « claire ») dans le circuit primaire ne peut provenir que de circuits connectés à celui-ci, d'une fuite à travers une enveloppe du circuit primaire (fuite primaire-secondaire à travers les faisceaux de tubes des générateurs de vapeur, fuite provenant du circuit de refroidissement à l'arrêt), de la condensation de vapeur d'eau dans certaines zones du circuit primaire, ou encore d'un apport d'eau dans la piscine du réacteur lors d'un arrêt pour rechargement du cœur alors que le circuit primaire ne constitue plus une enveloppe fermée. Les dilutions homogènes et lentes, qui peuvent être maîtrisées par des automatismes ou des actions des opérateurs, se distinguent des dilutions hétérogènes qui peuvent conduire à une excursion rapide de puissance dont l'évolution est gouvernée par les contre-réactions neutroniques. Par ailleurs, des dilutions peuvent se produire lors de certains accidents ; il s'agit alors de dilutions hétérogènes dites inhérentes (voir plus loin).

Un événement « précurseur » lié à une introduction d'eau non borée dans le circuit primaire par un tube de générateur découpé et incomplètement bouché s'est

produit en 1990 à la centrale nucléaire du Blayais (cet événement est décrit au paragraphe 23.1.2); la bonne réaction des opérateurs a toutefois permis d'éviter que le réacteur ne devienne critique.

Un autre événement « précurseur » lié à une introduction d'eau non borée dans le circuit primaire, à vitesse plus lente, s'est produit à la centrale nucléaire de Belleville en 1991⁹¹⁹. Après un essai de mise en pression pour réaliser l'épreuve hydraulique d'un accumulateur rempli à cette fin d'eau pure, un essai de manœuvrabilité de la vanne de pied de cet accumulateur a été réalisé. L'accumulateur était supposé vide, mais il contenait en fait 16 m³ d'eau non borée. Une partie de cette eau a été entraînée par gravité vers le cœur du réacteur sans toutefois provoquer de retour à la criticité. L'eau non borée a en fait été mélangée à l'eau du système de refroidissement à l'arrêt et son écoulement a été lent du fait de la fermeture de l'évent de l'accumulateur. Dans d'autres circonstances, l'introduction d'eau non borée aurait pu être plus rapide et plus complète. Depuis cet événement, les épreuves hydrauliques des accumulateurs sont réalisées en utilisant de l'eau borée.

► Accident de dilution homogène

Les causes possibles d'une dilution homogène sont les suivantes :

- erreur de l'opérateur sur la lecture de la concentration de bore dans le fluide primaire et sur le calcul des débits d'eau et de bore à injecter dans le circuit primaire, ou bien sur le calcul des volumes ou l'affichage des volumes d'eau à injecter dans ce circuit,
- défaillance d'un équipement faisant partie des circuits connectés au circuit primaire,
- défaillance de la régulation de l'ajustement de la concentration de bore dans le circuit primaire,
- fuites au niveau d'un échangeur situé sur un circuit connecté au circuit primaire.

Les insertions de réactivité correspondantes sont très faibles et très inférieures à celles qui pourraient conduire à une excursion rapide de puissance.

Après l'accident de Tchernobyl, l'étude du transitoire de dilution homogène, qui fait partie des conditions de fonctionnement de deuxième catégorie, a été complétée en supposant l'absence d'arrêt automatique du réacteur ou l'absence d'intervention de l'opérateur. Il est apparu que l'augmentation progressive de la réactivité entraînerait un échauffement du fluide primaire conduisant par évaporation à une diminution de la réactivité (le coefficient de température du modérateur est négatif). On assisterait ainsi à la vidange progressive du circuit primaire par les soupapes du pressuriseur. Cependant, les délais avant fusion du cœur resteraient importants.

919. Événement décrit au paragraphe 23.1.2.

► Accident de dilution hétérogène

La possibilité d'une dilution hétérogène a été identifiée à l'occasion des réflexions menées après l'accident de Tchernobyl. Le scénario théorique retenu était le suivant :

- constitution d'un volume (« bouchon ») d'eau non borée dans une boucle du circuit primaire (pompes primaires arrêtées),
- redémarrage de la pompe primaire de la boucle correspondante,
- envoi du bouchon d'eau non borée dans le cœur,
- divergence très rapide du cœur entraînant un fort dépôt d'énergie dans les pastilles de combustible les plus chaudes,
- éclatement de ces pastilles et dispersion de fragments très fins,
- interaction de ces fragments très chauds avec l'eau de refroidissement qui n'a pas eu le temps de bouillir au contact des gaines,
- explosion de vapeur lors de l'interaction du combustible avec l'eau, vu la surface importante d'échange thermique,
- transitoire de pression primaire, fonction du nombre de pastilles éclatées,
- perte d'intégrité du circuit primaire si le transitoire de pression est suffisamment important, avec éventuellement, création de projectiles,
- défaillance de l'enceinte de confinement, provoquée par ces projectiles.

Dans ce scénario, le risque d'éclatement des gaines et de dispersion de fragments de combustible suppose un dépôt d'énergie particulièrement élevé; il provoquerait ensuite une explosion de vapeur aux effets plus brutaux que l'ébullition au contact des gaines, la surface d'échange thermique étant d'un tout autre ordre de grandeur.

Les études correspondant à ce scénario ont été effectuées en utilisant des hypothèses pessimistes, compte tenu des incertitudes associées aux phénomènes envisagés. En particulier, les possibilités d'« érosion » du bouchon d'eau pendant sa formation n'ont pas été considérées. Ce phénomène est pourtant de nature à limiter sensiblement la nocivité de l'accident. Il a été néanmoins exploré par Électricité de France dans le cadre d'études expérimentales de thermohydraulique réalisées tout d'abord avec la maquette expérimentale BORA-BORA représentant la cuve d'un réacteur de 900 MWe à l'échelle 1/5, puis dans un cadre international avec la boucle expérimentale PKL⁹²⁰ exploitée en Allemagne (à Erlangen) par Areva – représentant à une échelle réduite les circuits primaire et secondaire d'un réacteur à eau sous pression de type KONVOI (voir la figure 35.1). Des simulations numériques appuyées sur les résultats d'essais seront aussi engagées.

920. Il s'agit des programmes PKL-1 (2004-2007), PKL-2 (2008-2011) et PKL-3 (2012-2016) menés sous l'égide de l'OCDE/AEN, auxquels l'IRSN a collaboré. D'autres aspects que les transferts d'eau non borée dans un cœur y sont étudiés.

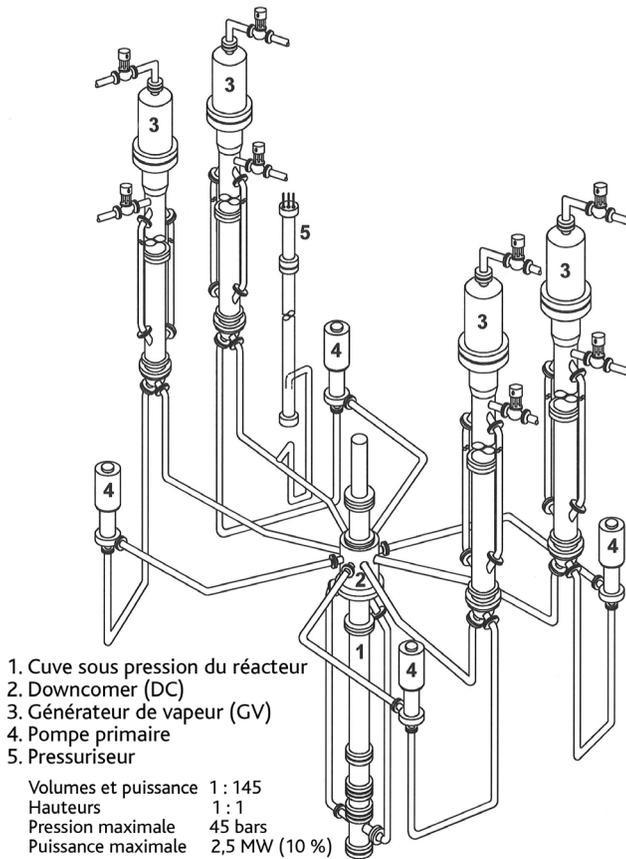


Figure 35.1. La boucle expérimentale PKL (schéma issu de «Main Benefits from 30 Years of Joint Projects in Nuclear Safety» – OECD/Nuclear Safety, 2012).

Le scénario ci-dessus relèverait du mode α tel que défini dans le rapport Rasmussen (WASH 1 400, voir le chapitre 17), et pourrait conduire à des rejets correspondant, en ordre de grandeur, au terme source S1.

Il convenait dès lors de rechercher, à partir du scénario théorique, si des séquences d'événements plausibles pourraient conduire à un tel accident et de prendre, si nécessaire, des dispositions préventives complémentaires. Tout espoir d'action de limitation des conséquences serait, en effet, illusoire vu la durée du phénomène, de l'ordre de la seconde.

Partant des études physiques, la recherche systématique de séquences d'événements a conduit à mettre en évidence une séquence dont la probabilité estimée était proche de 10^{-4} par réacteur et par an (déjà évoquée dans l'introduction du présent chapitre), avant la mise en place d'actions correctives. La séquence d'événements est la suivante :

- le réacteur est en arrêt à chaud, en début de cycle (moment où le cœur est le plus « réactif »);
- une dilution de l'acide borique est en cours pour permettre de diverger avec une concentration de bore de l'ordre de 1 000 ppm⁹²¹; cette dilution à partir d'une valeur de concentration de bore de 2 000 ppm, nécessaire après l'arrêt, dure cinq heures environ;
- pendant la dilution, une défaillance de l'alimentation électrique externe principale survient, ce qui entraîne l'arrêt des pompes primaires;
- on suppose que, la puissance résiduelle étant faible, la circulation naturelle de l'eau du circuit primaire ne peut pas s'établir ou se bloquer;
- les pompes de charge du circuit de contrôle chimique et volumétrique (RCV) et du circuit d'eau déminéralisée (REA – appoint d'eau et de bore) sont automatiquement reprises en secours par l'alimentation électrique auxiliaire, sans intervention de l'opérateur. La dilution continue donc. La boucle primaire dans laquelle de l'eau non borée arrive par la ligne de charge se remplit en 15 minutes environ. Par débordement, de l'eau non borée peut également s'accumuler au fond de la cuve;
- la pompe primaire de la boucle qui assure l'aspersion normale d'eau dans le pressuriseur est alors réalimentée par la ligne électrique auxiliaire ou par un retour de tension sur la ligne électrique principale, et remise en service conformément à la procédure de conduite. Pour les tranches paires de 900 MWe et pour toutes les tranches de 1 300 MWe de type P4, cette pompe primaire est celle de la boucle où débouche la ligne de charge utilisée pour l'introduction de l'eau non borée;
- un « bouchon » d'eau non borée est alors transféré dans le cœur.

Un tel « bouchon » d'eau provoquerait un retour en criticité s'il entraînait le passage d'un bouchon de plus de 1 m³ d'eau « claire » et froide dans le cœur, quel que soit l'état de fonctionnement du réacteur. En tenant compte de la diffusion et du mélange du fluide dans la cuve, il a alors été déterminé que le volume limite admissible d'un bouchon d'eau non borée formé dans une boucle primaire serait de 3 m³. D'autres cas ont été étudiés : en état d'arrêt normal avec le circuit RRA connecté au circuit primaire, en état d'arrêt pour intervention ou en état d'arrêt pour rechargement, si la concentration de bore dans le circuit primaire est au moins égale à 2 000 ppm et si la sous-criticité du cœur du réacteur est supérieure à 5 000 pcm, le volume limite admissible du « bouchon » a été évalué à 5 m³.

Comme cela a été indiqué plus haut, dès l'identification des scénarios exposés ci-dessus, Électricité de France a demandé aux centrales de s'assurer de l'arrêt de toute dilution en cas d'arrêt d'une pompe primaire associée à la ligne de charge et de vérifier, préalablement au redémarrage de cette pompe, qu'aucune opération de

921. Voir le paragraphe 5.6.

dilution n'a été effectuée. La sous-criticité (antiréactivité) minimale requise dans les états d'arrêt normal à froid ou à chaud⁹²² a été augmentée de 1 000 pcm à 2 000 pcm afin de garantir que le réacteur ne pourrait pas devenir « prompt critique » lors du passage d'un « bouchon » d'eau non borée. De plus, Électricité de France a étudié, puis installé en 1990 dans les réacteurs un automatisme qui, en cas d'arrêt des pompes primaires pendant une dilution, en état d'arrêt à chaud, transforme l'ordre de dilution en une action d'envoi d'eau borée provenant de la bache PTR (qui contient de l'eau à 2 000 ppm de bore). Cette disposition, dont le principe « initial » – une modification sera réalisée ultérieurement, qui est décrite au paragraphe 35.1.4 –, apparaît sur la figure 35.2, diminuait de manière significative, de l'ordre d'un facteur 100, la probabilité du scénario. L'ensemble de ces éléments constitueront la protection antidilution.

De plus, le personnel des centrales a été sensibilisé au risque d'accident de criticité dans un tel cas.

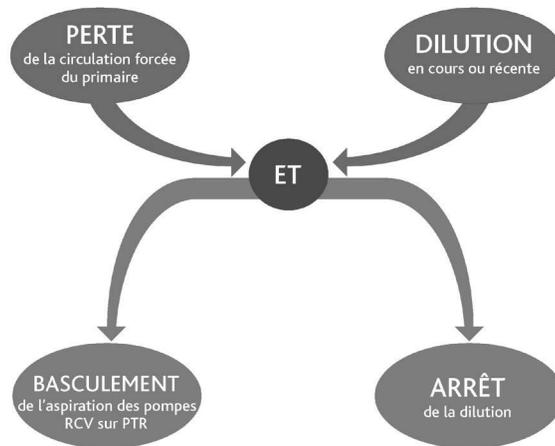


Figure 35.2. Le principe initial de l'automatisme du dispositif de protection anti-dilution. IRSN.

Plus tard, en 2005, à l'occasion d'une réévaluation de sûreté⁹²³, l'IRSN a estimé que les scénarios de dilution hétérogène pouvant résulter d'une fuite interne à l'échangeur du circuit d'étanchéité des pompes primaires (CEPP) devaient être étudiés. Les études probabilistes de sûreté de niveau 1 menées par l'Institut mettaient en évidence que ce scénario de dilution hétérogène faisait partie des scénarios prépondérants conduisant à la fusion du cœur (probabilité de fusion du cœur de l'ordre de 2.10^{-7} par réacteur et par an). Une telle fuite conduirait en effet à l'introduction d'eau non borée provenant du circuit de refroidissement (RRI) de l'échangeur dans le circuit RCV puis dans le circuit primaire *via* l'injection d'eau aux joints des pompes primaires. Pendant les états d'arrêt

922. Pour les états d'arrêt avec la « cuve ouverte » (arrêt pour rechargement du combustible dans le cœur ou pour intervention), l'écart à la criticité doit être d'au moins 2 000 pcm en considérant toutes les grappes relevées avec le couvercle de la cuve (voir le paragraphe 5.6).

923. Associée aux VD3 des réacteurs de 900 MWe.

pour intervention ou d'arrêt pour rechargement du cœur, les pompes primaires étant hors service, cette eau non borée et froide pourrait s'accumuler par effet de densité dans les branches en U du circuit primaire, formant ainsi un « bouchon » d'eau non borée. Lors du passage à l'état d'arrêt avec refroidissement par le circuit RRA, l'opérateur démarre une des pompes primaires; ce démarrage provoquerait alors le transfert du « bouchon » d'eau non borée vers le cœur. Or la protection antidilution n'était pas opérationnelle dans les états d'arrêt à froid; elle ne couvrait donc pas ce scénario de dilution.

Électricité de France a alors réalisé des études relatives au transfert d'un « bouchon » d'eau non borée dans le cœur du réacteur dans le but de démontrer l'absence de risque de retour en criticité dans les scénarios possibles de dilution par le circuit CEPP. Il a également étudié des dispositions matérielles ou de conduite qui pourraient être mises en œuvre pour éliminer ce scénario de dilution ou en réduire de manière significative la probabilité.

Ces études l'ont conduit à retenir *in fine*, dans le cadre des études génériques associées aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, une modification matérielle ayant pour objectif de détecter une éventuelle fuite de l'échangeur CEPP avant le démarrage de la première pompe primaire. Son principe est fondé sur la surveillance de la concentration de sodium dans le circuit RCV en amont et en aval de l'échangeur CEPP. La concentration de sodium est en effet importante dans le circuit RRI (de l'ordre de 100 ppm) et faible dans le circuit primaire (quelques dizaines de ppb). Une différence de la concentration de sodium dans le circuit RCV entre l'amont et l'aval de l'échangeur supérieure à un seuil défini indiquerait la présence d'une fuite, conduisant à interdire le démarrage des pompes primaires. Les prélèvements seront réalisés par un opérateur, dans l'état d'arrêt avec le RRA connecté, environ huit heures avant le démarrage de la première pompe primaire.

Pour les réacteurs des autres paliers (1 300 MWe et N4), Électricité de France a présenté une démonstration fondée sur des simulations numériques de thermohydraulique en trois dimensions. Selon les résultats obtenus, le cœur reste sous-critique au cours du scénario avec fuite de l'échangeur du circuit CEPP.

► Accident de dilution hétérogène inhérente

On appelle dilution inhérente toute dilution hétérogène qui pourrait se produire pendant ou à la suite de certains accidents. Les différents scénarios concernés sont présentés ci-après.

En cas de brèche du circuit primaire, il y a vaporisation d'eau borée à la sortie du cœur. Lors de cette vaporisation, le bore n'est pas entraîné dans la phase vapeur. Une partie de la vapeur produite peut se condenser dans les générateurs de vapeur, formant des « bouchons » d'eau non borée dans les branches intermédiaires du circuit primaire et les générateurs de vapeur. Ces bouchons d'eau pourraient être mis en circulation dans le circuit primaire au moment où une circulation naturelle (en « thermosiphon ») de l'eau va s'instaurer. L'une des difficultés des études correspondantes réside dans le choix des hypothèses relatives au volume et au nombre de « bouchons » qu'il convient de postuler

ainsi qu'à la cinétique de reprise de la circulation naturelle (nombre de boucles où se produit la reprise de la circulation naturelle et évolution du débit). Électricité de France s'est appuyé à cette fin sur les résultats d'essais réalisés dans la boucle expérimentale PKL évoquée plus haut, mais dont la représentativité par rapport au cas des réacteurs du parc électronucléaire français est contestable. Par conséquent, pour le réacteur EPR Flamanville 3 ainsi que pour les réacteurs précédents, Électricité de France a mené des « études de robustesse », portant sur la taille et le nombre de « bouchons », ainsi que sur leur vitesse d'insertion dans le cœur. Ces études ont notamment montré que l'envoi simultané de plusieurs « bouchons » de 25 m³ (taille maximale envisageable) conduit à la prompte criticité mais n'entraîne pas de conséquences inacceptables pour le combustible, compte tenu du faible dépôt d'enthalpie dans celui-ci.

En cas de rupture de tubes d'un générateur de vapeur, si la pression du côté secondaire du générateur de vapeur affecté est supérieure à celle du côté primaire, l'eau non borée du circuit secondaire serait entraînée vers le cœur lors du redémarrage de la pompe primaire de la boucle affectée. On parle à ce sujet de rétrovidange de l'eau du circuit secondaire vers le circuit primaire. Des modifications des procédures de conduite ont été mises en place par Électricité de France pour interdire le redémarrage de la pompe primaire de la boucle affectée.

Enfin, les essais PKL ont mis en évidence, dans les années 2000, un risque de dilution hétérogène inhérente dans des états du réacteur à l'arrêt avec refroidissement par le RRA ; la « simple » perte du RRA est susceptible d'entraîner un passage en régime de caloduc⁹²⁴ dans les générateurs de vapeur et donc une dilution du bore pénétrant dans la cuve. Électricité de France approfondit le sujet, en analysant notamment les essais PKL réalisés en 2018 pour une configuration de réacteurs à trois boucles, les premiers essais qui avait mis en évidence la problématique ayant été réalisés pour une configuration de réacteur à quatre boucles. Les conclusions d'Électricité de France seront transmises ultérieurement aux organismes de sûreté.

35.1.4. Introduction dans le cœur d'un « bouchon » d'eau froide

Les scénarios de dilution de bore présentés ci-dessus considéraient une baisse rapide de la concentration de bore dans le circuit primaire, à température constante. La poursuite des études a conduit à rechercher des séquences d'événements pouvant conduire à un transfert dans le cœur du réacteur d'eau plus froide que celle du circuit primaire ; en effet, à concentration de bore constante, la diminution de la température de l'eau de refroidissement du cœur initialement à 297 °C conduit à l'introduction d'une réactivité importante (voir la figure 35.3).

Parmi les séquences possibles, il en est une qui se rapproche de celle qui a été décrite pour les « bouchons » d'eau non borée.

924. Régime de transfert de chaleur par transition de phase d'un fluide. Celui-ci se vaporise au niveau d'une source chaude (« évaporateur »), la vapeur circule jusqu'à une source froide (« condenseur ») où se fait la dissipation thermique de la chaleur.

Les joints hydrodynamiques des pompes du circuit primaire sont alimentés par de l'eau provenant du circuit de contrôle chimique et volumétrique pour assurer leur étanchéité globale. Cette eau a la même concentration de bore que celle qui est injectée par ce circuit dans le circuit primaire. En revanche, comme elle ne passe pas par les échangeurs régénérateurs qui amènent cette eau à la température de l'eau du circuit primaire avant son introduction dans une des boucles, l'eau envoyée dans les joints est froide (à environ 40 °C).

En cas de défaillance de l'alimentation électrique principale pendant l'arrêt à chaud du réacteur, l'alimentation des joints des pompes primaires est maintenue. L'eau froide peut alors remplir les boucles intermédiaires si la puissance résiduelle n'est pas suffisante pour entretenir la circulation naturelle dans le circuit primaire. Au redémarrage d'une pompe primaire, cette masse d'eau serait introduite, plus ou moins mélangée à l'eau du circuit primaire dans le cœur.

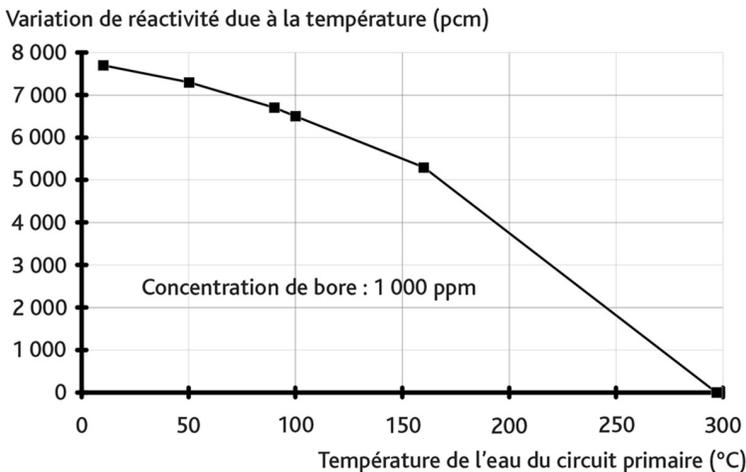


Figure 35.3. Effet global d'une variation de température de l'eau du cœur à l'arrêt. IRSN.

Pour contrer les effets possibles d'un tel scénario dont la probabilité est apparue significative, Électricité de France a retenu en 1993 de modifier l'un des signaux de la protection automatique antidilution ; cette modification a été mise en place dans les réacteurs. L'injection d'eau borée de la bêche PTR était commandée par la coïncidence de l'arrêt des pompes primaires et de l'introduction d'eau non borée dans le circuit primaire. Si le premier signal a été conservé, le second est désormais élaboré à partir d'un calcul de la puissance résiduelle du cœur pour s'assurer que la circulation naturelle en « thermosiphon » peut bien s'établir (ce calcul combine la durée de refroidissement du cœur depuis l'arrêt du fonctionnement avec une évaluation du niveau de puissance produit avant cet arrêt).

Ce nouveau dispositif (protection antidilution « définitive ») répond toujours aux objectifs de prévention d'introduction d'un bouchon d'eau non borée, en étant plus général.

35.2. Des critères en évolution

Comme cela a été précisé plus haut (voir le paragraphe 35.1.2), les critères de sûreté (ou critères techniques d'acceptation) relatifs au comportement du combustible adoptés pour les accidents de réactivité étudiés comme conditions de fonctionnement de quatrième catégorie ont été établis dans les années 1970 sur la base d'essais américains.

Concernant l'enthalpie maximale admissible dans le combustible, la valeur initialement fixée dans le *Regulatory Guide 1.77* de 1974 était de 280 cal/g pour le combustible UO_2 ; toutefois, une valeur de 200 cal/g pour le combustible UO_2 irradié jusqu'à 33 GWj/tU (en valeur moyenne par assemblage) a ensuite été retenue en France. Ces limites visent à garantir l'absence de dispersion de combustible chaud voire fondu dans le circuit primaire et contribuent donc à garantir le maintien de la capacité de refroidissement du cœur.

Au début des années 1990, l'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl ainsi que l'accroissement progressif des taux de combustion visés par les exploitants nucléaires pour les assemblages combustibles ont conduit à s'interroger sur la validité des critères qui avaient été établis pour des taux de combustion modérés.

Dans ce contexte, des programmes de recherche ont été engagés, notamment au Japon et en France, avec en particulier la réalisation par l'IPSN, de 1993 à 1998, de 12 essais dans la boucle de sodium liquide qui équipait alors le réacteur de recherche CABRI (essais dits REP-Na). Ces programmes ont eu pour objectif d'améliorer la compréhension des phénomènes survenant après les premières centaines de millisecondes, pouvant conduire à la rupture de la gaine des crayons combustibles par interaction mécanique entre pastilles et gaines et à l'éjection de fragments de combustible chaud dans le circuit primaire, une telle éjection pouvant entraîner des difficultés de refroidissement du cœur du réacteur et mettre en cause la tenue du circuit primaire. Les essais REP-Na ont été réalisés sur des tronçons de crayons provenant de centrales nucléaires, dont le taux de combustion local était compris entre 28 et 76 GWj/tML (tonne de métaux lourds, UO_2 ou MOX). Pour quatre de ces essais, le combustible était du MOX.

En France, dans les années 2000, des discussions ont été menées sur une proposition d'Électricité de France visant à définir un « domaine de découplage » pour les taux de combustion élevés (supérieurs à une valeur fixée à 47 GWj/tU, en moyenne par assemblage), cela pour les combustibles UO_2 et MOX ainsi que pour les différents matériaux de gainage utilisés dorénavant⁹²⁵ (les critères cités plus haut au paragraphe 35.1.2 devant également être satisfaits, dont l'enthalpie maximale

925. À savoir M5®, Zirlo™ et Optimized Zirlo™ (voir le chapitre 28). Il convient de préciser que, pour le Zircaloy-4 (qui n'est plus utilisé depuis 2016 pour les nouveaux assemblages chargés dans les réacteurs), le domaine de découplage n'est pas applicable et une démonstration spécifique a été apportée par Électricité de France en 2014 afin de tenir compte de la desquamation de ce gainage en fonctionnement normal (en particulier mise en œuvre de mesures compensatoires en exploitation).

de 200 cal/g). Ce « domaine de découplage » visait à garantir l'absence de rupture de gaine en cas d'accident de réactivité, en tenant compte de la corrosion des gaines en fonctionnement normal. Ainsi, de nouveaux critères spécifiques⁹²⁶ ont été adoptés par Électricité de France (et approuvés par l'Autorité de sûreté nucléaire en 2011) avec toutefois des demandes complémentaires portant notamment sur les taux de combustion intermédiaires et les transitoires d'éjection de grappe initiés en puissance).

Toutefois, plus récemment en 2017, un réexamen global (par Électricité de France, l'IRSN et le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires) des exigences et des critères de sûreté relatifs à la tenue du combustible a été effectué pour tenir compte des connaissances acquises. Pour les taux de combustion supérieurs à 33 GWj/tU, de nouveaux critères⁹²⁷ de variation d'enthalpie et de durée du pulse de puissance garantissant l'absence de rupture de gaine par interaction mécanique entre la pastille et la gaine ont été proposés par Électricité de France en tenant compte des performances des différents gainages⁹²⁸ à l'égard de la corrosion (en particulier de l'absorption d'hydrogène en fonctionnement normal). Ces critères sont applicables aux transitoires d'éjection d'une grappe à partir d'une puissance nulle, mais pas directement à ceux qui pourraient se produire en puissance; pour ces derniers, Électricité de France a développé une démarche de calcul pour garantir l'absence de rupture de gaine par interaction mécanique entre pastilles et gaines. Il est à noter que, dans la limite réglementaire de 52 GWj/tU (en moyenne par assemblage), ces critères permettent également de garantir l'absence de dispersion de combustible dans le circuit primaire en cas d'éclatement de la gaine en crise d'ébullition.

De plus (pour tous les cas d'éjection de grappe), en l'absence de ballonnement de la gaine, Électricité de France propose de compléter le critère de température maximale de gaine (1 482 °C) par une limite sur le taux d'oxydation équivalent de la gaine (ECR⁹²⁹), afin de prendre en compte le temps pendant lequel la gaine subit des températures élevées. Ces critères permettraient de garantir l'absence de rupture de la gaine fragilisée par l'oxydation à haute température lors du remouillage de cette dernière. Si le ballonnement de la gaine est avéré, le critère applicable aux transitoires d'APRP en termes d'ECR, fonction de la teneur en hydrogène de la gaine, est reconduit.

Enfin, la fusion de combustible (limitée à 10 % de fraction volumique) doit être écartée en périphérie des pastilles de combustible et le nombre de crayons susceptibles d'entrer en « crise d'ébullition » ne doit pas dépasser 10 % des crayons du cœur.

926. Variation maximale d'enthalpie de 57 cal/g, durée du transitoire à mi-hauteur du pulse de 30 ms, épaisseur oxydée inférieure à 108 µm, température de gaine inférieure à 700 °C.

927. Pour les taux de combustion supérieurs à 47 GWj/tU, ces nouveaux critères se substituent au « domaine de découplage » défini précédemment.

928. Ainsi, Électricité de France retient une variation d'enthalpie limitée à un peu moins de 80 cal/g et une durée du pulse de puissance, calculée à mi-hauteur du pic, d'au moins 30 ms pour le combustible UO₂ gainé en Zirlo™; une variation d'enthalpie limitée à 150 cal/g pour le combustible UO₂ gainé en M5® (avec une durée du pulse, à mi-hauteur du pic, d'au moins 5 ms); une variation d'enthalpie limitée à 100 cal/g et une durée du pulse, à mi-hauteur du pic, d'au moins 30 ms pour le combustible MOX gainé en M5®. Ces critères sont valables pour des teneurs maximales spécifiées en hydrogène dans les gaines.

929. *Equivalent Cladding Reacted*.

Pour étudier les phénomènes relatifs au comportement des crayons combustibles qui pourraient après le pic de puissance être soumis à la « crise d'ébullition » (assèchement, éclatement des gaines), ainsi que les conséquences qui pourraient résulter d'une éventuelle dispersion de combustible dans le réfrigérant après rupture de gaine sur les structures du réacteur en termes d'onde de pression, l'IPSN a lancé, dès les années 2000, sous l'égide de l'OCDE/AEN, un nouveau programme expérimental intitulé *Cabri International Program* (CIP), mené en partenariat avec Électricité de France et de nombreux organismes de sûreté et industriels étrangers (dont l'EPRI, l'U.S.NRC, JAEA, GRS...), cela pour les différents matériaux de gainage utilisés (M5®, Zirlo™, Optimized Zirlo™...). Ce nouveau programme a été accompagné d'une refonte de l'installation CABRI, avec notamment l'installation d'une boucle à eau sous pression (en remplacement de la boucle à sodium du programme REP-Na; voir la figure 35.4) qui permet de faire les essais dans des conditions représentatives des conditions auxquelles seraient soumis les crayons combustibles dans les réacteurs à eau sous pression lors d'un accident de réactivité. Le premier essai (servant aussi de qualification de la boucle) a eu lieu en 2018.

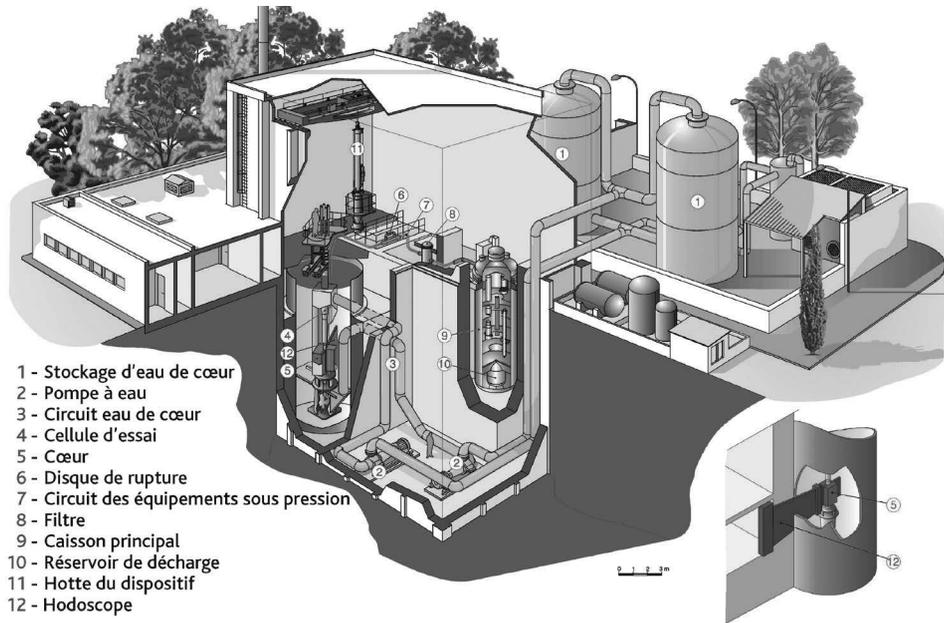


Figure 35.4. Vue du réacteur CABRI et de l'installation de la boucle à eau sous pression. IRSN.

35.3. Le cas des états d'arrêt

Un réacteur nucléaire est une installation pour laquelle le fonctionnement en puissance, donc à l'état neutronique dit critique (réaction nucléaire en chaîne entretenue), est recherché dans le but de produire de l'électricité. Lorsque le réacteur est à l'arrêt, il convient au contraire d'éviter un passage à l'état critique.

Un grave accident de criticité s'est produit le 30 septembre 1999 au Japon dans un atelier de fabrication de combustibles nucléaires à Tokai-Mura au cours d'une opération de dissolution de poudre d'oxyde d'uranium enrichi en isotope 235 dans de l'acide nitrique pour obtenir du nitrate d'uranyle. Les opérateurs ont rempli une cuve de 16,6 kg d'uranium alors que la masse limite était fixée à 2,4 kg. Un flash bleu caractéristique d'un accident de criticité a été observé (effet Tcherenkov). 136 personnes sur le site ont été irradiées dont trois gravement.

Cet accident a conduit Électricité de France à entreprendre une revue technique de l'ensemble des risques de criticité associés à l'exploitation des réacteurs du parc électronucléaire français. Ce travail a abouti à la création d'un « référentiel de criticité » qui décrit les modalités de prise en compte du risque de criticité pour les activités menées dans le bâtiment du combustible et dans le bâtiment du réacteur, dans les états où la cuve du réacteur est ouverte; il précise également les exigences à respecter pour la réalisation des études de criticité (critères d'acceptation, règles d'études des situations normales et accidentelles, méthodes, incertitudes, qualification des logiciels de simulation...).

La liste des situations qui ont été identifiées comme susceptibles de présenter un risque de criticité est la suivante:

- pour le bâtiment du combustible:
 - une immersion accidentelle dans l'eau non borée ou dans un brouillard d'eau non borée du râtelier d'entreposage à sec d'assemblages combustibles neufs,
 - une diminution accidentelle de la concentration de bore dans l'eau de la piscine,
 - une configuration géométrique anormale de l'entreposage des assemblages combustibles (les assemblages étant supposés intègres),
 - une dispersion accidentelle de crayons combustibles ou de pastilles de combustible,
 - une chute d'emballage de transport,
 - l'entreposage d'un assemblage combustible dans une zone inappropriée (dans l'hypothèse où il existe différentes zones d'entreposage);
- pour le bâtiment du réacteur:
 - une diminution accidentelle de la concentration de bore dans l'eau de la piscine du réacteur,
 - un retrait accidentel de grappes absorbantes lors de la levée du couvercle de la cuve,
 - le chargement de combustible dans une configuration non conforme au plan de chargement du cœur du réacteur.

La démonstration de l'absence de risque d'accident de criticité est apportée par la justification de l'existence d'une marge forfaitaire de sous-criticité de 2 000 pcm ($k_{eff} < 0,98$) dans les situations mentionnées ci-dessus ou par la mise en place d'au moins deux « lignes de défense »⁹³⁰ indépendantes et fiables permettant de justifier que le risque de criticité peut être écarté.

Un réacteur est muni de moyens de détection d'une augmentation du flux de neutrons. Ces détecteurs (chambres niveau source – CNS⁹³¹), placés autour de la cuve, mesurent les neutrons à l'extérieur de celle-ci. Si ce nombre de neutrons augmente, c'est que le flux neutronique à l'intérieur du cœur du réacteur augmente également. Lorsque l'augmentation du flux de neutrons dépasse un seuil, une alarme alerte l'opérateur d'une variation inattendue de ce flux. Cette alarme doit intervenir suffisamment tôt pour laisser aux opérateurs le temps d'intervenir avant l'accident de criticité. Les opérateurs mettent alors en œuvre les actions définies dans les procédures. Cependant, l'efficacité de ces dispositions peut être mise en défaut lors de phases de chargement ou de déchargement du cœur. C'est ainsi que, en 2001, un événement survenu lors du rechargement du cœur d'un réacteur de la centrale nucléaire de Dampierre-en-Burly a été considéré comme un événement « précurseur » d'un accident de criticité.

► L'événement survenu en 2001 lors du rechargement du cœur du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Dampierre-en-Burly

En 2001, lors du rechargement du cœur du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Dampierre-en-Burly, une erreur de chargement d'un assemblage a provoqué des décalages de position de 113 assemblages combustibles (voir la figure 35.5).

Ces décalages n'ont été détectés par les opérateurs que vers la fin du chargement (lors de la mise en place du 135^e assemblage sur les 138).

Les études menées par Électricité de France ont montré que, dans des conditions plus pénalisantes (chargement d'assemblages tous neufs et une concentration de bore à la valeur minimale requise par les spécifications techniques, à savoir 2 000 ppm au lieu de 2 345 ppm lors du chargement de Dampierre 4), l'erreur aurait conduit à atteindre la criticité au chargement du 121^e assemblage.

L'événement a révélé des insuffisances dans les dispositions prises, tant organisationnelles que techniques à l'égard des risques d'accidents de criticité. Au plan organisationnel, ont été notés :

- une communication insuffisante entre les opérateurs présents dans le bâtiment du réacteur et ceux qui étaient présents dans le bâtiment du combustible,
- des lacunes dans le respect des procédures.

930. Dispositions de nature techniques ou organisationnelles constituant une défense à l'égard d'un phénomène redouté.

931. Les chambres de mesure neutronique sont décrites dans le paragraphe 5.6.

Ces insuffisances ont été corrigées.

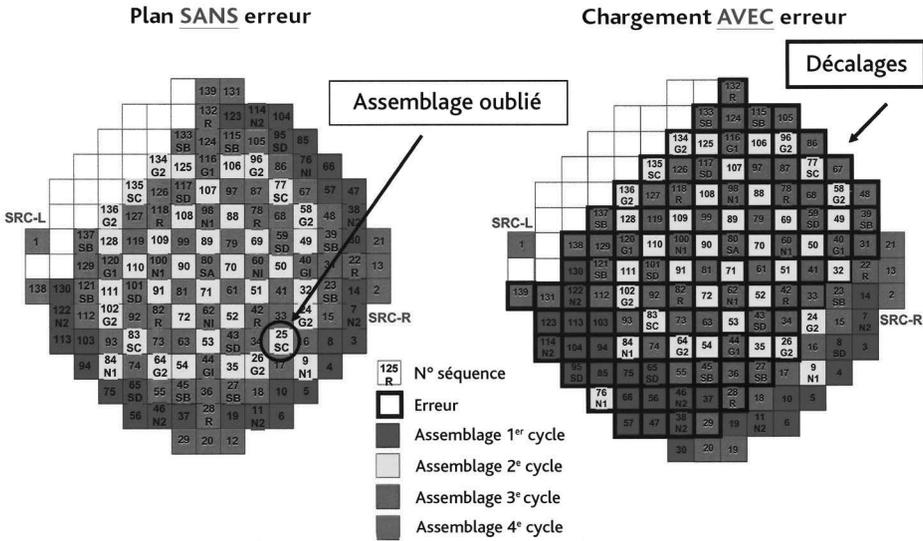


Figure 35.5. L'erreur de chargement du cœur de Dampierre 4. IRSN.

Au plan technique, les calculs réalisés *a posteriori* ont mis en évidence une augmentation importante du flux neutronique que les CNS n'avaient pas détectée. Cette absence de détection par les CNS a été expliquée par Électricité de France en 2005: le « champ de vision » des CNS, situées à l'extérieur de la cuve, est relativement limité. Dès lors, si, de manière accidentelle, le nombre de neutrons augmente fortement dans certaines zones du cœur, les CNS peuvent y être peu sensibles. Ce fut le cas lors de l'erreur de chargement survenue à Dampierre 4.

Des dispositions ont été prises pour compenser cette défaillance de surveillance du flux neutronique. Dès 2003, Électricité de France a mis en place une organisation visant à prévenir tout mauvais positionnement d'assemblages combustibles. De plus, il a été démontré qu'une permutation d'assemblages combustibles ne pourrait pas conduire à la criticité.

Par ailleurs, Électricité de France a apporté en 2003 la démonstration que la concentration de bore dans le circuit primaire est suffisante pour éviter un accident de criticité par retrait des grappes lors de la levée du couvercle de la cuve.

Enfin, Électricité de France a retenu en 2005 d'utiliser le dispositif existant de mesure en continu de la concentration du bore dans le circuit primaire (système REN), appelé boremètre, pour détecter suffisamment tôt une diminution de la concentration du bore dans l'eau du circuit primaire. Plus récemment, Électricité de France a décidé d'installer un autre boremètre de conception différente sur un autre circuit (le circuit RCV), qui permet une mesure directe et rapide de la concentration de bore

dans l'eau du circuit primaire; ce deuxième système⁹³² est désormais celui qui est utilisé («valorisé») dans la démonstration de sûreté pour les états d'arrêt où toutes les grappes absorbantes sont insérées (arrêt pour rechargement du combustible dans le cœur [APR], arrêt pour intervention [API], arrêt normal avec le circuit RRA connecté [AN/RRA] lorsque toutes les pompes primaires sont à l'arrêt).

Dans les états AN/RRA où les pompes primaires sont en fonctionnement comme en arrêt normal avec évacuation de la puissance résiduelle par les générateurs de vapeur, des groupes de grappes absorbantes doivent être extraits et la démonstration de sûreté repose donc sur l'arrêt automatique du réacteur par atteinte du seuil « haut flux niveau source » (sollicité juste après l'atteinte des conditions critiques).

Les études des incidents et accidents d'insertion de réactivité dans ces états d'arrêt montrent que, compte tenu de la marge de sous-criticité garantie par les groupes de grappes absorbantes insérés et la concentration de bore minimale requise, l'efficacité de cet arrêt automatique du réacteur permet d'une part d'éviter la « prompte criticité », d'autre part d'assurer le retour à un état sous-critique.

35.4. Règlements

Le « référentiel de criticité » constituait la déclinaison par Électricité de France de l'article 45 de l'arrêté du 31 décembre 1999 qui stipule que :

« Les installations nucléaires contenant de la matière fissile sont conçues, réalisées et exploitées de façon à éviter tout accident de criticité. En particulier :

- *un accident de criticité ne doit en aucun cas découler d'une seule anomalie : défaillance d'un composant, d'une fonction, erreur humaine (non-respect d'une consigne par exemple), situation accidentelle (incendie par exemple) [...];*
- *si un accident de criticité peut découler de l'apparition simultanée de deux anomalies, il doit être démontré que :*
 - *les deux anomalies sont rigoureusement indépendantes ;*
 - *la probabilité d'occurrence de chacune des deux anomalies est suffisamment faible ;*
 - *chaque anomalie peut être mise en évidence à l'aide de moyens de surveillance appropriés et fiables, dans un délai acceptable permettant l'intervention. »*

Ces dispositions étaient reprises de la règle fondamentale de sûreté I.3-c applicable depuis 1984 à la prévention des risques de criticité dans les installations nucléaires de base autres que les réacteurs nucléaires.

L'article 3.4.II de l'« arrêté INB » du 7 février 2012 stipule maintenant que : « Au titre de la maîtrise des réactions nucléaires en chaîne, l'exploitant démontre que les

932. Il s'agit d'un boremètre de mesure d'atténuation neutronique, non intrusif, installé autour de la ligne de décharge du circuit RCV.

dispositions prises permettent de prévenir le risque de criticité lorsque cette dernière n'est pas recherchée». Cet arrêté, d'application depuis le 1^{er} juillet 2013, actualise notamment l'arrêté du 31 décembre 1999, qui est abrogé.

En 2011, l'Autorité de sûreté nucléaire a engagé, avec notamment l'IRSN, une révision de la règle fondamentale de sûreté I.3-c en élargissant son champ d'application aux réacteurs. Cette révision a abouti à la publication en 2014 de la décision n° 2014-DC-0462 du 7 octobre 2014 « relative à la maîtrise du risque de criticité dans les installations nucléaires de base ». Pour les réacteurs nucléaires, cette décision s'applique pour les phases d'arrêt pour chargement ou rechargement de combustible ou pour intervention, ainsi que pour la piscine d'entreposage du combustible.

Le guide ASN n° 22 diffusé en 2017, relatif à la conception des réacteurs à eau sous pression, préconise (alinéa 3.3.1.2.3) que, pour les conditions de fonctionnement de référence, « *les dispositions prises au titre de la maîtrise des réactions nucléaires en chaîne visent à éviter l'atteinte des conditions critiques dans les situations où le réacteur est à l'arrêt* » (lorsqu'un événement initiateur unique survient, par exemple d'insertion de réactivité) et à l'alinéa 6.1 « *de prévenir, dans les états où la cuve est fermée et le réacteur est à l'arrêt en fonctionnement normal, l'atteinte involontaire des conditions critiques* ».

Annexe

Conditions de fonctionnement retenues pour les réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire français caractérisées par un apport de réactivité dans le cœur du réacteur

Catégorie 2: incidents de fréquence moyenne

- Retrait incontrôlé de groupes de grappes de contrôle, réacteur en puissance ou à puissance nulle (en attente à chaud, en approche sous-critique ou en état d'arrêt)
- Dilution incontrôlée d'acide borique
- Ouverture intempestive d'une soupape du circuit secondaire

Catégorie 3: accidents très peu fréquents

- Retrait d'une grappe de contrôle à pleine puissance
- Petite brèche d'une tuyauterie du circuit secondaire, d'eau ou de vapeur

Catégorie 4: accidents importants et hypothétiques

- Éjection d'une grappe de contrôle
- Rupture complète d'un tube de générateur de vapeur
- Rupture importante d'une tuyauterie du circuit secondaire, d'eau ou de vapeur

