

Les accidents de criticité dans l'industrie nucléaire

Octobre 99. Actualisation Novembre 2001

Contacts :

Emmanuelle GAILLIEZ - Mission Communication
Tél. : 01 46 54 91 27 - Fax : 01 46 54 84 51 – e.mail : emmanuelle.gailliez@ipsn.fr

Marc NATTA – Département de Prévention et d'Etude des Accidents
Tél. : 01 46 54 85 57 - Fax : 01 46 54 44 37 – e.mail : marc.natta@ipsn.fr

SOMMAIRE

I. Les risques de criticité dans l'industrie nucléaire.....	page 2
II. La criticité.....	page 3
III. Le rôle de l'IPSN dans la maîtrise des risques de criticité.....	page 5
IV. Le bilan des accidents de criticité.....	page 7
V. Les expériences de criticité réalisées par l'IPSN.....	page 18

I. Les risques de criticité dans l'industrie nucléaire

Les risques d'accident de criticité, c'est-à-dire de déclenchement incontrôlé d'une réaction en chaîne au sein de matières fissiles comme l'uranium 235 et le plutonium, se rencontrent essentiellement dans les laboratoires et les usines du cycle du combustible, dans des réacteurs de recherche ainsi que dans les transports de matières fissiles et de certains déchets.

Une réaction en chaîne incontrôlée s'accompagne d'une émission intense de rayonnements gamma et de neutrons, elle ne peut survenir que pour des quantités de matières fissiles supérieures à une « masse minimale critique », par exemple 60 kilogrammes pour l'uranium enrichi à 3,5% en uranium 235 ou 500 grammes de plutonium. Les doses d'irradiation liées à un accident de criticité peuvent être très élevées pour les travailleurs se trouvant à proximité.

La maîtrise des risques d'accident de criticité consiste à prendre des dispositions de conception et d'exploitation qui écartent ou rendent très improbable l'occurrence d'une réaction en chaîne incontrôlée

Depuis 1953, une soixantaine d'accidents de criticité ont été répertoriés, pour l'essentiel aux Etats-Unis et dans l'ex-URSS. Survenus pour un tiers dans des installations du cycle du combustible et pour deux tiers dans des réacteurs de recherche ou dans des laboratoires sur des assemblages critiques, ils n'ont pas entraîné de rejets significatifs de produits radioactifs dans l'environnement mais ils ont provoqué le décès de 17 travailleurs, dont 15 entre 1953 et 1971.

II. La criticité

Les matières nucléaires fissiles (les principales sont l'uranium 235 et le plutonium), présentent la propriété de pouvoir dans certaines conditions entretenir des réactions de fission en chaîne. C'est cette propriété qui est utilisée pour la production d'énergie dans les réacteurs nucléaires. Les réactions de fission s'accompagnent d'une intense production de rayonnements gamma et de neutrons.

Une réaction en chaîne peut s'établir parce que la fission d'un noyau fissile provoquée par l'absorption d'un neutron s'accompagne de l'émission de plusieurs neutrons¹. En dehors de la fission, les autres événements qui peuvent affecter la vie d'un neutron sont d'une part sa capture par un élément atomique absorbant², d'autre part la fuite en dehors du milieu fissile.

La grandeur qui est utilisée en criticité pour caractériser l'état d'un milieu est le « **facteur de multiplication effectif du système** » (**keff**). Cette grandeur peut être définie comme le rapport des nombres de neutrons correspondant à deux générations successives de neutrons.

Elle est donc calculée en examinant le devenir d'une génération³ de neutrons. Les neutrons peuvent être, comme cela est dit plus haut, soit absorbés par un noyau fissile, soit absorbés sans entraîner de fission, ou encore fuir le milieu fissile sans avoir été absorbés.

Si le rapport **keff** est :

- inférieur à 1 : le système est **sous-critique**.

C'est cette situation qui doit être assurée, avec des marges de sécurité suffisantes lors des opérations de fabrication, de stockage ou de transport de matières fissiles.

C'est également la situation d'un cœur de réacteur nucléaire à l'arrêt lorsque les barres sont complètement insérées dans le cœur.

- égal à 1 : le système est **critique**.

C'est la situation du cœur d'un réacteur nucléaire en fonctionnement.

- supérieur à 1 : le système est **surcritique**.

¹ 2,5 dans le cas de la fission d'un atome d'uranium 235 et 2,9 dans le cas de la fission d'un atome de plutonium 239.

² Par exemple, les barres de contrôle des réacteurs contiennent des éléments absorbants tels que le bore ; l'uranium 238 est également un élément absorbant qui se transforme en plutonium 239 par capture d'un neutron.

³ Il est possible de faire une analogie très fidèle entre la criticité d'un système contenant de la matière fissile et la natalité d'un pays, à la différence près que, pour les neutrons, le temps de vie entre deux générations est de l'ordre de la milliseconde...

La divergence d'un réacteur nucléaire est réalisée en levant les barres de contrôle de telle sorte que le coefficient de multiplication keff soit légèrement supérieur à 1 ; la puissance du réacteur est ensuite stabilisée en rendant le coefficient égal à 1.

Si les barres de commande sont trop levées, le réacteur peut devenir « prompt-critique »⁴, c'est-à-dire que le temps entre deux générations successives de neutrons peut devenir très court (de l'ordre de la milliseconde). Cela peut conduire à un dégagement très fort de puissance et entraîner la destruction du réacteur, comme ce fut le cas lors de l'accident de Tchernobyl en 1986. Toutefois, dans un réacteur nucléaire correctement conçu, différents phénomènes interviennent pour stabiliser la puissance du réacteur avant qu'une explosion n'intervienne.

Le même phénomène de multiplication très rapide des populations de neutrons peut se produire au cours de manipulations de matières fissiles dans des laboratoires ; une quarantaine d'accidents se sont produits dans ces conditions.

Dans les installations du cycle du combustible et les transports de matières fissiles, le risque de criticité existe dès lors que l'enrichissement de la matière traitée dépasse une certaine valeur (1% d'uranium 235 dans le cas de l'uranium). Pour des raisons économiques, il est souvent nécessaire de traiter ou de transporter simultanément des masses importantes de matière fissile ; il n'est alors pas envisageable de faire fonctionner les installations avec un facteur de multiplication effectif (keff) très inférieur à 1. Les opérations sont optimisées, de façon à conserver un facteur de multiplication effectif inférieur à 0,95 dans toutes les situations normales et accidentelles envisagées (introduction d'eau, chute, augmentation de la concentration de la matière fissile,...).

L'étude des accidents qui se sont produits en criticité, ainsi que des situations que l'on peut qualifier de « presque accidents » est donc particulièrement importante pour la définition des scénarios d'accident à retenir dans les études de criticité, soit pour les transports, soit pour les usines du cycle du combustible, soit pour les laboratoires.

Les études de criticité font appel à des outils de calcul qui sont validés par des expériences réalisées dans des installations fonctionnant en régime (très) légèrement sous-critique ou juste critique à très faible puissance (voir la fiche sur les expériences de l'IPSN à Valduc, page 16).

⁴ Le réacteur devient « prompt-critique » lorsque son coefficient de multiplication keff devient supérieur à $1+\beta$. β , « fraction de neutrons retardés », a une valeur de l'ordre de 0,007 pour les réacteurs à eau légère, et 0,0035 pour les réacteurs à neutrons rapides.

III. Le rôle de l'IPSN dans la maîtrise des risques de criticité

L'IPSN réalise des expertises et participe au développement d'outils de calcul ainsi qu'à leur validation. A cette fin, il réalise des expériences de criticité dans ses installations de Valduc (voir page 16), ainsi que dans les installations du Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) à Cadarache, dans les Bouches-du-Rhône (Masurca Eole et Minerve). Ces dernières sont cependant plus précisément dédiées aux études de cœur de réacteur.

Les expertises portent sur les dossiers présentés par les exploitants d'installations nucléaires et les transporteurs de matières fissiles, dans le cadre de demandes d'autorisation déposées auprès des autorités de sûreté. Les outils de calcul développés par l'IPSN, en collaboration avec divers services du CEA sont utilisés pour effectuer des contre-calculs. Mais l'expertise consiste d'abord à rechercher si l'enveloppe retenue par l'exploitant est correcte.

Le développement et la validation expérimentale de ces outils et méthodes de calcul sont réalisés dans le cadre d'accords scientifiques conclus avec des organismes de recherche français et étrangers, ainsi qu'avec des industriels concernés par les risques de criticité (Cogema, SGN).

Les programmes expérimentaux de criticité menés depuis près de 20 ans à la « Station de criticité de Valduc » ont apporté une contribution essentielle à la qualification des outils de calcul ; plusieurs programmes majeurs ont été réalisés en partenariat avec des acteurs de l'industrie nucléaire française (Cogema et FBFC).

Les outils de calcul développés au cours des années 1970-1980, sont parfois limités lorsque l'on souhaite traiter de manière réaliste des systèmes complexes.

Ces outils ont conduit, dans le passé, à prendre des marges de sécurité qui peuvent aujourd'hui paraître excessives. Notamment, les effets de capture liés à l'irradiation du combustible (absorption des neutrons par les actinides et les produits de fission) n'étaient pas pris en compte.

C'est pourquoi de nouveaux outils de calcul de criticité sont en cours de développement, avec le CEA et en partenariat avec la Cogema, en vue de pouvoir étudier des situations mettant en œuvre des milieux fissiles plus complexes tels que le combustible MOX (mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium), des assemblages combustibles avec des enrichissements multiples, des combustibles fortement irradiés.

Plusieurs sessions du congrès ICNC'99 sont consacrées aux développements en cours sur les outils de calcul.

En matière de recherche et développement, l'IPSN réalise actuellement des essais dans son installation dénommée « Appareillage B » situé à Valduc. Il utilise aussi les résultats expérimentaux obtenus dans les installations du CEA à Cadarache.

Pour la qualification des outils de calcul, les résultats expérimentaux font l'objet d'échanges et d'accords, dans le cadre de l'OCDE, entre la France, les Etats-Unis, la Russie, le Japon et les autres pays européens.

IV. Le bilan des accidents de criticité

Depuis 1945, une soixantaine d'accidents de criticité se sont produits dans le monde dans des installations nucléaires : deux tiers sont survenus sur les réacteurs de recherche et dans les laboratoires sur des assemblages critiques, le tiers restant dans les installations du cycle du combustible. Ces accidents n'ont pas provoqué de rejets radioactifs significatifs dans l'environnement, mais des irradiations importantes entraînant 17 décès.

Deux tableaux, présentés dans les pages qui suivent, résument les accidents de criticité actuellement connus sur les réacteurs de recherche et dans les laboratoires sur des assemblages critiques (Tableau 1), et dans les installations du cycle du combustible (Tableau 2).

Les accidents de criticité présentent un danger particulier du fait que lorsque le milieu est sous-critique, la puissance neutronique (c'est-à-dire le nombre de fissions par seconde) est très faible. Si pour une raison quelconque, le milieu devient surcritique, il pourra être le siège d'une augmentation très rapide de la puissance neutronique assimilable à une explosion.

Dans certains cas cependant, le transitoire de puissance peut être beaucoup plus lent, les opérateurs peuvent alors être avertis à temps de l'anomalie par les appareils de mesure de rayonnement.

L'analyse des accidents de criticité par les spécialistes est une source très importante d'enseignements utilisée pour définir les scénarios accidentels à considérer dans les études de criticité, c'est-à-dire les situations anormales pour lesquelles il convient de démontrer par le calcul que le milieu fissile considéré reste sous-critique.

Les Tableaux 1 et 2 montrent que la plupart des accidents se sont produits aux Etats-Unis et dans l'ex-URSS. Jusqu'au début des années 1980, il y a eu plus d'un accident par an. Depuis, uniquement deux accidents se sont produits, tous deux en 1997.

Accidents sur les réacteurs de recherche et dans les laboratoires sur des assemblages critiques (Tableau 1)

Entre 1945 et 1983, 36 accidents se sont produits dans le monde sur des réacteurs de recherche, ainsi que dans les laboratoires sur des assemblages critiques. Ils ont entraîné le décès par irradiation de 9 opérateurs. Il faut ajouter à ces accidents celui qui s'est produit en 1997 et qui a fait une victime.

Les causes de ces accidents sont très diverses, mais la plupart sont liés à des erreurs de manutention. L'analyse des causes et des conséquences de ces accidents relève de l'analyse de la sûreté des processus opératoires spécifiques aux différentes installations. Le fait que le nombre d'accidents ait diminué dans le temps témoigne des progrès accomplis dans l'établissement de procédures et leur mise en œuvre.

Accidents dans les installations du cycle du combustible (Tableau 2)

Contrairement au cas des réacteurs de recherche, pour lesquels les causes d'accident sont très diverses, il existe une assez grande similarité pour tous les accidents qui se sont produits dans les installations du cycle du combustible.

Le Tableau 2 fait apparaître qu'entre 1956 et 1997, 21 accidents de criticité se sont produits, provoquant le décès de 7 personnes et des irradiations significatives de plus de 40 personnes.

A l'exception d'un accident dans l'usine de retraitement de combustible Windscale (Royaume-Uni), les accidents se sont produits aux Etats-Unis et dans l'ex-URSS. L'analyse de ces accidents, réalisée conjointement par les spécialistes russes et américains, montre que :

- sur 21 accidents, 20 se sont produits dans des solutions liquides de matières fissiles ;
 - dans les années 1950 et jusqu'au milieu des années 1960, il y avait environ 1 accident chaque année. Cette fréquence est descendue à 1 accident tous les 10 ans grâce aux progrès accomplis dans les méthodes de calcul, les études de scénarios accidentels et les procédures, ainsi qu'à la mobilisation d'équipes disposant de personnel spécialement formé à l'appréciation et à la maîtrise des risques de criticité ;
 - jusqu'à présent, il n'y a pas eu d'accident mettant en cause des poudres ou survenant dans des conditions de stockage ou de transport ;
 - les accidents survenus n'ont pas eu de conséquences radiologiques en dehors du site ;
 - aucun accident ne peut être attribué uniquement à une défaillance matérielle ;

- aucun accident ne peut être attribué à une erreur de calcul ; ceci signifie que la cause de l'accident réside dans une erreur d'appréciation des scénarios accidentels susceptibles de se produire, compte tenu en particulier des erreurs humaines possibles .

Les spécialistes russes et américains qui ont analysé les accidents insistent sur la nécessité de maintenir un haut degré de formation du personnel pour éviter que les erreurs du passé ne se reproduisent à nouveau.

Tableau 1 : accidents de criticité survenus sur des installations de recherche

type A : Solution fissile

type C : système métallique modéré ou système avec oxyde

le nombre indiqué après la lettre correspond au n° de

type B : système métallique nu ou réfléché

type D : divers

l'accident dans cette catégorie.

type	date	site	expositions	nombre total de fission	historique de l'accident	Caractéristique de la matière fissile	Résumé de l'accident
D1	11/02/45	LOS ALAMOS (USA)	pas de personne irradiée	6.00E+15	1 pic	Réacteur DRAGON - UH ₃ dans du Styrex : 5,3 kg modéré par du polyéthylène	Réacteur fonctionnant en prompt critique - erreur de calcul entraînant un nombre de fission supérieur à celui visé - expansion du polyéthylène et endommagement du cœur - pas de contamination
C1	06/06/45	LOS ALAMOS (USA)	3 expositions significatives / pas de contamination	4.00E+16	1 pic	35,4 kg d'uranium enrichi à 79.2% réfléché par de l'eau, sous forme de cube formant une pseudo-sphère	Utilisation d'une pseudo-sphère constituée de petits cubes - l'entrée d'eau, non prévue, entre les interstices a entraîné l'accident - arrêté par évacuation de l'eau
B1	21/08/45	LOS ALAMOS (USA)	1 mort (510 rem) et 1 personne irradiée (50 rem)	1.00E+16	1 pic - <1s	6,2 kg de plutonium en phase δ, sous forme de sphère réfléché par du WC (tungstène carbide) - 15,7 g/cm ³	Lors de la mise en place de briques de réflecteur, l'opérateur s'est aperçu (grâce aux moyens de mesure) que la brique qu'il approchait risquait de conduire à la surcriticité ; dans un mouvement de retrait, il a fait chuter la brique sur le système qui est devenu surcritique
B2	21/05/46	LOS ALAMOS (USA)	1 mort (2100 rem) et 7 expositions significatives (360-250-160-110-65-47-37 rem)	3.00E+15	1 pic	6,2 kg de plutonium en phase δ, sous forme de sphère réfléché par du béryllium	Mise en place d'un réflecteur à la main puis chute du réflecteur qui était maintenu à distance par un tournevis
A1	12/49	LOS ALAMOS (USA)	pas de personne irradiée (<2,5 rad)	4.00E+16	1 ^{er} pic 3e+16 suivi d'un plateau de 1,5 s	Solution de nitrate d'uranyle contenant 1 kg de ²³⁵ U (13,6 l de nitrate d'uranyle) réfléché par du graphite	Lors du test des temps de chute de nouvelles barres, le retrait manuel simultané de deux barres de contrôle a conduit à la surcriticité - l'accident n'a pas été détecté immédiatement car l'instrumentation était hors service, hormis la mesure de la température (+25°C) qui a déclenché l'arrêt
C2	année 1950	CHALK RIVER (Canada)	3 expositions significatives		1 pic	Uranium naturel gainé par de l'aluminium dans de l'eau lourde	Lors du remplissage de la cuve, l'opérateur a bloqué le système de remplissage en position "remplissage continu" en violation des consignes - arrêté d'urgence normal
B3	01/02/51	LOS ALAMOS (USA)	pas de personne irradiée	1.00E+17	plusieurs pics	62,9 kg (24,4 kg et 38,5 kg) d'uranium métal enrichi à 93,5%, sous forme d'anneau (avec de la paraffine au milieu) et de cylindre réfléchés par de l'eau	Expérience testant l'interaction entre deux systèmes sous eau - mauvaise conception du système d'arrêt d'urgence (chute d'une feuille de Cd entre deux éléments fissiles) qui a entraîné lors de son déclenchement le rapprochement des unités fissiles (par la création de mouvements d'eau)
A2	16/11/51	HANDFORD (USA)	pas de personne irradiée	8.00E+16	1 pic - 4,7\$/s	Solution de nitrate de plutonium (1,15 kg) - sous forme de sphère gainée d'aluminium nue	Lors d'expérience de détermination de masse critique par des approches sous-critique, la remontée trop rapide des barres de contrôle a conduit à l'accident (le temps entre deux pas de mesures était trop faible)

type	date	site	expositions	nombre total de fission	historique de l'accident	Caractéristique de la matière fissile	Résumé de l'accident
B4	18/04/52	LOS ALAMOS (USA)	pas de personne irradiée	1.50E+16	1 ^{er} pic 1E15 puis plateau à 1E17/s pendant moins d'1s	JEMINA - 92,4 kg d'uranium métal enrichi à 93%, sous forme de cylindre nu - assemblage sous forme de plaques	Erreur de calcul par deux personnes indépendantes entraînant la mise en place d'un nombre de plaques trop important - arrêt de l'accident par séparation des masses par le système de sauvegarde (séparation de la partie haute et de la partie basse)
C3	02/06/52	ARGONE NATIONAL LABORATORY (USA)	4 expositions (9-60-127-136 rep)	1.22E+17	1 pic	Éléments combustibles d'oxyde d'uranium enrichi à 93% dans de la matière plastique modérés par de l'eau (6,8 kg d'oxyde)	Retrait manuel des barres de sécurité sans avoir modifié la quantité d'eau présente. Arrêt de la réaction suite à la formation de bulles qui ont éjecté l'eau en dehors du cœur et par expansion du plastique.
C4	12/12/52	CHALK RIVER (Canada)	pas de personne irradiée	1.20E+20	multiple pics - durée de l'accident inférieure à 1min	crayons d'uranium naturel dans de l'eau lourde réfléchis par du graphite	Le réacteur possédait un système d'empoisonnement par circulation d'un courant d'eau légère (le modérateur est l'eau lourde) - or une erreur de l'opérateur et un problème sur le circuit électrique a conduit à l'ébullition de l'eau légère, entraînant (coefficient de vide positif) une surcriticité - l'énergie dégagée a été de 4000 MJ et le cœur a été détruit - contamination extérieure.
B5	09/04/53	VVNIEF (URSS)	2 expositions faibles (1,6 et 1 rad)	1.00E+16	1 pic	demi sphères de plutonium (d'un total de 8 kg) en phase δ - réflecteur en uranium naturel	Erreur d'un opérateur travaillant seul (mise en place de plots, garantissant la distance entre la matière fissile et le réflecteur, plus petits que ceux prévus) : rapprochement trop important du bloc réflecteur - fusion d'une partie des demi sphères (système de sauvegarde lent)
B6	03/02/54	LOS ALAMOS (USA)	pas de personne irradiée	5.60E+16	1 pic	Lady GODIVA - 54 kg d'uranium métal enrichi à 93% , sous forme de sphère non réfléchi	Erreur lors de la manipulation d'une barre de contrôle lors de l'amorçage (permettant d'obtenir un nombre initial de neutrons suffisant) avant l'excursion prévue
A3	26/05/54	OAK RIDGE (USA)	pas de personne irradiée	1.00E+17	(1 ^{er} pic 5E+16) - 3,33%/s	solution de fluorure d'uranyle entre deux cylindres coaxiaux (18,3 kg de ²³⁵ U) - au centre barre de poison - système non réfléchi - V = 55,4 l	Système cylindrique comportant au centre un cylindre absorbant. Lors de la déconnexion accidentelle du point d'ancrage haut du cylindre absorbant, l'absorbant s'est penché rendant le système sur-critique
C5	22/07/54	NATIONAL REACTOR TESTING AREA (USA)	pas de personne irradiée	5.00E+18	1 pic	Réacteur BORAX - 4,16 kg d'uranium enrichi à 93% sous forme d'alliage U-Al dans de l'eau lourde - 28 éléments MTR	Erreur de calcul pour une expérience d'excursion neutronique entraînant un transitoire trop rapide - une fusion de 4% des plaques était prévue, or une destruction totale du réacteur a eu lieu (135 MJ dégagée, à comparer au 80 MJ prévus) - la destruction s'est produite suite à une explosion vapeur survenue après le transitoire neutronique
D2	29/11/55	NATIONAL REACTOR TESTING STATION (USA)	pas de personne irradiée	4.60E+17	1 pic	Réacteur EBR1 à neutrons rapide (éléments combustibles d'uranium enrichis, 52 kg, dans du NaK)	Par erreur, le système lent d'arrêt d'urgence a été enclenché au lieu du système rapide conduisant à un retard de l'arrêt d'urgence dans un transitoire expérimental destiné à étudier le coefficient de puissance - fusion de la moitié du cœur

type	date	site	expositions	nombre total de fission	historique de l'accident	Caractéristique de la matière fissile	Résumé de l'accident
A4	01/02/56	OAK RIDGE (USA)	pas de personne irradiée	1.60E+17	1 pic de 8 ms	Solution de fluorure d'uranyle (27,7 kg de ²³⁵ U) sous forme de cylindre (de 76 cm de diamètre) nu non réfléchi - V = 58,9 l	Accident dû à un changement de géométrie de la solution lors de la chute des barres, or pour ce système ΔHcritique (retardée - prompte) = 1 mm - éjection de solution
D3	03/07/56	LOS ALAMOS (USA)	pas de personne irradiée	3.20E+16	1 pic	réacteur à puissance nulle en nid d'abeille - éléments combustibles de feuilles d'uranium enrichis à 93% dans du graphite - cœur cylindrique réfléchi par du béryllium - 58 kg d'uranium	Des modifications ont été effectuées sur le réflecteur et le modérateur conduisant à une approche critique trop rapide et entraînant la prompt criticité (type DRAGON)
B7	12/02/57	LOS ALAMOS (USA)	pas de personne irradiée	1.20E+17	1 pic	Lady GODIVA - 54 kg d'uranium métal enrichi à 93,7%, sous forme de sphère non réfléchi	Le déplacement d'un équipement et la proximité non prévue par les calculs d'un réflecteur en graphite ont entraîné la sur-criticité prompte lors de l'amorçage - cet accident a montré que seule 1,4% de l'énergie était transformé en énergie cinétique (le reste étant transformé en chaleur)
C6	15/10/58	VINCA (Yougoslavie)	1 mort (433 rem) et 5 personnes irradiées (205-320-410-415-422 rem)	2.60E+18	5 à 8 minutes	crayon d'uranium naturel dans de l'eau lourde (3996 kg)	Lors de la montée de l'eau dans le réacteur, la mesure de puissance étant défectueuse, celle-ci a continué au-delà de la surcriticité - détection olfactive par un opérateur (dégagement d'ozone) - pas d'endommagement du cœur
D4	18/11/58	NATIONAL REACTOR TESTING STATION (USA)	pas de personne irradiée	2.50E+19	1 pic	réacteur HTRE prototype de propulsion aérienne - oxyde d'uranium dans du Ni-Cr	Suite à la défaillance de l'instrumentation (chambre de détection des neutrons) conduisant à un défaut d'asservissement (la puissance lue par le système diminuait - artificiellement - ce qui a conduit à la remontée automatique des barres), un accident est survenu, conduisant à la fusion partielle du combustible - arrêt d'urgence suite à la fusion de thermocouple - quelques produits de fission furent relâchés
C7	15/03/60	SACLAY (France)	pas de personne irradiée	3.00E+18	1 pic	Maquette critique (Alize) - 2,2 tonnes de barreaux d'oxyde d'uranium enrichis à 1,5%, sous eau	Pour une raison inconnue, un opérateur a effectué le retrait total d'une barre absorbante (au lieu d'un retrait partiel) - arrêt de la réaction par effet Doppler - non destruction du cœur
B8	17/06/60	LOS ALAMOS (USA)	pas de personne irradiée	6.00E+16	1 ^{er} pic 1E+15 suivi d'un plateau	environ 48 kg d'uranium métal enrichi à 93% sous forme de cylindre avec un réflecteur en graphite	Accident lors de la montée de l'assemblage dans le réflecteur en graphite - similaire JEMINA (B4)

type	date	site	expositions	nombre total de fission	historique de l'accident	Caractéristique de la matière fissile	Résumé de l'accident
C8	03/01/61	NATIONAL REACTOR TESTING AREA (USA)	3 morts et contamination du hall	4.40 ^E +18	1 pic	Éléments combustibles d'uranium enrichis à 93%, gainés d'aluminium, dans de l'eau	Lors du ré-assemblage des commandes des barres après un arrêt de routine, le retrait d'une barre de contrôle par un opérateur a entraîné une brusque augmentation de la puissance, puis une explosion vapeur (tuant les 3 opérateurs), détruisant le réacteur (réaction similaire à celles observées sur BORAX et Spert(C9))
B9	10/11/61	OAK RIDGE (USA)	pas de personne irradiée	1.00 ^E +16	1 pic 1E+15 suivi d'un plateau - 2,4\$/s	75 kg d'uranium métal enrichi à 93% réfléchi par de la paraffine	Accident lors de l'assemblage d'une partie basse (en mouvement) avec la partie haute
C9	05/11/62	NATIONAL REACTOR TESTING AREA (USA)	pas de personne irradiée	1.00 ^E +18	1 pic	Éléments combustibles en plaques d'U-Al, d'uranium enrichi à 93%, dans de l'eau	Extrapolation de résultats expérimentaux obtenus pour des temps de doublement plus élevés avec la prévision d'une fusion de 3,5% du combustible. Les prévisions en termes de neutroniques furent vérifiées mais 15 ms après la fin du transitoire neutronique, une explosion vapeur s'est produite détruisant le réacteur - l'instrumentation a montré que 7% des gaz nobles produits lors de l'excursion étaient relâchés et moins de 0,01% des radioiodures étaient relâchés.
D5	11/12/62	LOS ALAMOS (USA)	pas de personne irradiée	3.00 ^E +16	1 pic	cœur constitué de feuilles d'uranium enrichi à 93% dans du graphite	Erreur dans l'approche critique (l'équipe pensait que l'assemblage avait déjà été utilisé la veille)
B10	11/03/63	VVNIEF SAROV (URSS)	6 irradiés (de 0,02, 1, 1, 7, 370 et 500 rem)	5.00 ^E +15	1 pic	assemblage critique de deux demi-sphères de Pu (17,35 kg) en phase δ (demi-sphères de 135 mm de diamètre) réfléchies par du LiD	La violation des consignes (réalisation des pré-expérience sur le système avec la matière fissile en place et système de sauvegarde désactivé) dans une expérience mettant en jeu un assemblage critique, a conduit à l'accident - pas de conséquence sur l'assemblage
B11	26/03/63	LIVERMORE LABORATORY (USA)	pas de personne irradiée	3.80 ^E +17	1 pic	47 kg d'uranium métal enrichi à 93%, sous forme de cylindre et réfléchi par du Béryllium	Entrée pas à pas d'un cylindre, constitué de sous-anneaux concentriques, à l'intérieur d'un élément fissile cylindrique fixe, lui-même constitué d'anneaux concentriques - les anneaux concentriques n'étant pas introduits de façon rigoureusement verticales, certains anneaux du cylindre extérieur se sont décalés ; ils se sont brusquement remis en position lors d'un pas d'introduction du cylindre intérieur ce qui a conduit à la surcriticalité - 15 kg d'U brûlé et 10 kg fondus répandus sur le sol
B12	28/05/65	WHITE SANDS (USA)	pas de personne irradiée	1.50E+17	1 pic (28ms)	96 kg d'uranium enrichi à 93%, sous forme d'alliage (U-Mo) - cylindre nu - même type que GODIVA II	Erreur de manipulation lors d'expérience pour tester de nouvelles barres
C10	30/12/65	MOL (Belgique)	1 personne irradiée (1 pied amputé)	4.30 ^E +17	1 pic	Réacteur VENUS - crayons d'oxyde d'uranium enrichi à 7% dans de l'eau lourde et de l'eau - 1,2 t d'UO ₂	L'accident s'est produit suite à une erreur de l'opérateur qui, en violation des règles, a décidé de retirer une barre absorbante sans avoir vidangé le cœur et avant d'avoir installé une autre barre dans la nouvelle position testée - arrêt par chute de la barre en cours d'extraction par l'opérateur
A5	30/01/68	OAK RIDGE (USA)	pas de personne irradiée	1.10 ^E +16	1 pic	Solution de nitrate d'uranyle enrichi à 97,6% en ²³³ U (0,95 kg de ²³³ U en solution) sous forme de sphère réfléchie par de l'eau - V = 5,8 l	L'évacuation d'une bulle dans le réservoir d'ajustement de la solution a conduit à l'introduction dans la sphère d'une quantité de solution supplémentaire suffisante pour atteindre la surcriticalité - 90ml de solution répandue sur le sol

type	date	site	expositions	nombre total de fission	historique de l'accident	Caractéristique de la matière fissile	Résumé de l'accident
B13	05/04/68	CHELYABINSK 70 (URSS)	2 morts (30 Sv et 10 Sv)	6.00E+16	1 pic	47,7 kg d'uranium métal enrichi à 90%, sous forme de sphère creuse (remplie de CH ₂) réfléchi avec de l'uranium naturel	Violation des procédures (système d'alerte par mesure de la multiplication des neutrons mise hors service lors du montage) et erreur de jugement sur l'influence de la mise en place de la sphère en polyéthylène au centre de l'assemblage - accident lors de l'assemblage avec le réflecteur - intervention du système de sauvegarde abaissant la demi-sphère inférieure.
B14	06/09/68	ABERDEEN (USA)	pas de personne irradiée	6.10E+17	1 pic	123 kg d'uranium enrichi à 93% - alliage U-Mo de type GODIVA	Erreur de manipulation ayant conduit à la fusion du cœur lié à un pic de réactivité lors de la remontée de la barre utilisée pour initier les excursions de réactivité - ce pic de réactivité n'avait pas été vu dans les expériences précédentes car les neutrons initiateurs n'étaient pas encore présents en quantité suffisante (sans une source initiale importante de neutrons, il peut s'écouler un temps important avant que l'excursion ne survienne)
C11	15/02/71	KURCHATOV INSTITUTE (URSS)	2 personnes irradiées sévèrement aux pieds (1500 rem aux pieds)	2.00E+19	50 pics de 5E+17 chacun	Maquette critique d'assemblages combustibles de crayons d'oxyde d'uranium enrichis à 20%, dans de l'eau et réfléchi par du Béryllium ou du Fer - utilisé pour des approches sous-critique	Le remplissage de la cuve a été effectué alors que la source de neutron n'était pas en place et la barre de contrôle n'étaient pas en position basse car les opérateurs pensaient que le système était très sous-critique (suppositions que ce réflecteur était équivalent au réflecteur en Fer testé lors des expériences précédentes) or le Béryllium entraînait une augmentation de la réactivité (par rapport au Fer) de 10 000 pcm. les multiples excursions observées sont liées au fait que, lors du repli des opérateurs, la pompe de remplissage de la cuve n'a pas été mise hors service et qu'on a assisté à un phénomène de montée de l'eau -> surcriticité -> évaporation -> sous-criticité ->montée de l'eau -> etc. jusqu'à la mise à l'arrêt, par coupure électrique, de la pompe. Lors de cet accident, les transitoires étant lents, aucun crayon n'a rompu et donc aucun produit de fission n'a été relâché.
C12	26/05/71	KURCHATOV INSTITUTE (URSS)	2 morts(2000 et 6000 rem) et 2 personnes sévèrement irradiées (700 et 800 rem)	5.00E+18	1 pic	Maquette critique d'assemblages combustibles - crayons enrichis à environ 90% dans de l'eau et réfléchi par de l'eau - utilisé pour déterminer des masses critiques	Défaillance de la plaque de supportage des aiguilles lors de l'ouverture de la vanne de vidange (mauvaise conception de la vanne ayant entraîné cette défaillance) - Or le nombre d'aiguilles (qui dans le cas de cette expérience était maximal) conduisant à la criticité variant très vite avec le pas entre les aiguilles (qui dans cette expérience était minimal) l'écartement des aiguilles a entraîné une prompte criticité.
C13	23/09/83	BUENOS AIRES (Argentine)	1 mort (3000 rad) et 2 personnes irradiées (15 -20 rad)	4.00E+17	1 pic	réacteur de recherche à puissance nulle - éléments combustible de type MTR modérés par de l'eau et réfléchis par du graphite	En violation des procédures, absence de vidange du cœur avant d'intervenir dessus
B15	17/06/97	VVNIEF (URSS)	1 mort (4500 rad)	1.00E+19	pics multiples - 1 ^{er} pic de 4E15 puis pendant 6,5 jours	44 kg d'uranium enrichi à 90%, sous forme sphérique avec un réflecteur en cuivre	Mauvais assemblage d'une expérience par un opérateur travaillant seul et ayant mal recopié une valeur dimensionnelle - surcriticité lors de la chute d'une partie du réflecteur sur la sphère placée en partie basse. La réaction ne s'est pas arrêtée suite à l'arrêt d'urgence qui abaisse la partie inférieure (à savoir ici, la matière fissile avec le réflecteur chuté) - Oscillations pendant 3 à 5 min (jusqu'à 2.e17 fissions) puis toutes les 40 min pendant 6,5 jours - Arrêt par retrait de matière.

Tableau 2 : accidents de criticité survenus sur des installations du cycle (usines)

S: Solution
M : Métal

type	date	site	expositions en 10 ⁻² Gy	nombre total de fission	historique de l'accident	Caractéristique de la matière fissile	Résumé de l'accident
S	15/03/53	Mayak (Russie)	2 irradiés - (1000 - 100)	2x10 ¹⁷	1 pic	Pu – 0,81 kg de ²³⁹ Pu - 26 l – 22,8 g/l	Transfert de solution, par un dispositif de vide commandé manuellement, depuis deux récipients sous-critiques vers un troisième plus grand supposé vide contenant déjà 5 l de solution à 44,8 g/l de Pu - Arrêt par nouveau transfert de solution.
S	21/04/57	Mayak (Russie)	1 décès + 5 irradiés - (3000 – 5 x 100)	1x10 ¹⁷	10 mn	U (90 %) – 3,06 kg de ²³⁵ U - caractéristiques du précipité : 30 l – 102 g/l	Accumulation de précipité d'oxalate en fond de cuve de réception après filtrage. Modification des procédures annulant les opérations de nettoyage régulières – Arrêt par éjection de matière.
S	02/01/58	Mayak (Russie)	3 décès + 1 irradié (3 x (6000 ± 2000) - 600)	2x10 ¹⁷	1 pic	U (90 %) – 22 kg de ²³⁵ U - 58,4 l – 376,7 g/l	Vidange manuelle d'une capacité vers des récipients de géométrie sûre. Les opérateurs en violation des procédures, ont incliné la capacité pour une vidange directe, ce qui modifia la géométrie et la réflexion (due aux opérateurs) - Arrêt par éjection violente de solution.
S	16/06/58	Oak Ridge (USA)	8 irradiés (365 – 340 – 325 – 270 – 235 – 70 – 70 - 25)	1,3x10 ¹⁸	1 ^{er} pic 6x10 ¹⁶ - durée totale 20 mn	U(93%) – 2,1 kg de ²³⁵ U - 56 l à 37,5 g/l -	Vidange d'une solution de nitrate d'uranyle dans un grand fût de 200 l, alors que les opérateurs voulaient vidanger d'autres cuves remplies d'eau – Arrêt par dilution.
S	30/12/58	Los Alamos (USA)	1 décès + 2 irradiés (12000 – 130 - 35)	1,5x10 ¹⁷	1 pic	Pu – 2,94 kg de ²³⁹ Pu - 160 l à 18,4 g/l	Erreur de bilan entraînant une concentration anormalement élevée de plutonium en phase organique. L'excursion s'est produite lors de la mise en route de l'agitateur - Arrêt par le mélange des deux phases consécutif à l'agitation
S	16/10/59	Idaho (USA)	2 irradiés + 17 légèrement (50 – 30) Doses dues aux P.F. de l'accident	4x10 ¹⁹	20 mn - (1 ^{er} pic 1x10 ¹⁷)	U (91 %) – 30,9 kg de ²³⁵ U - 200 l – 155 g/l	Un siphon s'est amorcé et plusieurs appareils de géométrie sûre se sont vidés dans un grand réservoir de 19 m ³ contenant 600 l d'effluents - Arrêt par évaporation de 400 l de solution et cristallisation du nitrate d'uranyle.
S	05/12/60	Mayak (Russie)	5 faiblement irradiées (0,2 à 2)	2.5x10 ¹⁷	Multiples excursions	Pu – 0,85 g de ²³⁹ Pu - 19 l – 44,7 g/l	Expériences de détermination de paramètres critiques - Une mauvaise évaluation de la masse due à des défaillances d'équipement, au transfert d'une quantité importante dans une cuve de géométrie non sûre - Arrêt par éjection de la solution

type	date	site	expositions en 10 ⁻² Gy	nombre total de fission	historique de l'accident	Caractéristique de la matière fissile	Résumé de l'accident
S	25/01/61	Idaho (USA)	sans conséquences	5x10 ¹⁷	1 pic	U (90 %) – 7,2 kg de ²³⁵ U - 40 l – 180 g/l	La solution, poussée par de l'air comprimé est remontée dans l'évaporateur qui la contenait, en passant d'une partie resserrée à une partie évasée
S	14/07/61	Siberian Chemical Combine	1 irradié (200)	1,2x10 ¹⁶	2 excursions (1 ^{er} pic < 2x10 ¹⁴)	U (22,6 %) sous forme d'UF ₆ - 1,68 kg de ²³⁵ U H/U ²³⁵ de l'ordre de 600	Unité de condensation (Evaporation d'UF ₆) - Accumulation d'uranium dans le réservoir d'huile d'une pompe – concentration atteinte d'uranium dans l'huile de environ 173 g/l ± 40 %.-
S	07/04/62	Hanford (USA)	3 irradiés (85 – 35 - 15)	8x10 ¹⁷	37 h - 1 ^{er} pic 1x10 ¹⁶	Pu – 1,29 kg de ²³⁹ Pu - 45 l – 28,7 g/l	La solution s'est écoulee suite à une fuite dans le fond d'une boîte à gants. Elle s'est trouvée aspirée dans une cuve de grande taille par un tube souple destiné à recueillir les eaux de rinçage – Arrêt par évaporation
S	07/09/62	Mayak (Russie)	Sans conséquences	2x10 ¹⁷	3 pics en 1 h 40	Unité d'élaboration de plutonium métallique Pu - 1,26 kg de ²³⁹ Pu - 80 l – 15,8 g/l	Dissolution de résidus dont la masse de plutonium n'avait pas été déterminée précisément. L'estimation se basait sur une teneur moyenne de 1 % issue du retour d'expérience - Arrêt par vidange de la cuve.
S	30/01/63	Siberian Chemical Combine	4 irradiés de 6 à 17	7,9x10 ¹⁷	10 h	Unité d'élaboration d'uranium métallique U (90) – 2,27 kg de ²³⁵ U - 35,5 l – 63,9 g/l	Mauvaise estimation de la masse fissile chargée dans un dissolvant puis transfert de la solution trop concentrée dans une cuve de géométrie quelconque. Erreur due à une mauvaise interprétation d'analyse - Arrêt par vidange dans des récipients de géométrie sûre.
S	02/12/63	Siberian Chemical Combine	Sans conséquences (le plus irradié < 5)	1,6x10 ¹⁶	16 h	Unité de purification et de retraitement U (90) - 1,93 kg de ²³⁵ U - 64,8 l – 29,8 g/l	Accumulation de solvant, de plus en plus chargé en uranium, dans un pot de contrôle de géométrie non sûre d'un circuit de vide - Arrêt par injection de cadmium, poison neutronique.
S	27/07/64	Wood River Junction (USA)	1 décès + 2 irradiés (10000 – 100 - 60)	1,3x10 ¹⁷	2 pics - 1 ^{er} pic de 1x10 ¹⁷	Unité de récupération d'uranium U (très enrichi) – 2,8 kg d'U - 11 l – 256 g d'U/l	Modification du processus opératoire de récupération d'U dans du solvant. Les mêmes bouteilles furent utilisées pour recueillir des solutions très diluées ou très concentrées puis déversées dans une grande cuve – Arrêt par éjection de solution puis par mélange des phases et vidange.
S	03/11/65	Electrostal (Russie)	1 irradié faiblement < 3,5	8x10 ¹⁵	1 pic	Unité de conversion d'UF ₆ en UO ₂ U (6,5 %) – 3,6 kg de ²³⁵ U - 100 l – H/U ₂₃₅ ~ 600	Accumulation d'uranium dans la cuve d'eau de la pompe d'un circuit de vide après percement des filtres – Arrêt par dispersion de l'oxyde.

type	date	site	expositions en 10^{-2} Gy	nombre total de fission	historique de l'accident	Caractéristique de la matière fissile	Résumé de l'accident
S	16/12/65	Mayak (Russie)	27 très faiblement irradiés (< 0,3)	$5,5 \times 10^{17}$	11 pics - 7 h	Unité de traitement de résidus U (90 %) – 1,98 kg de ^{235}U - 28,6 l – 69,2 g/l	Suite à un non-respect de procédure, chargement d'une masse trop importante d'uranium dans un dissolvant non sûr par la géométrie – Arrêt par injection de cadmium
S	10/12/68	Mayak (Russie)	1 décès, 1 personne amputée, 6 irradiés (2450 – 700 – 1,64 – 0,2 – 4x0,15 - données en rem)	$1,3 \times 10^{17}$	2 pics - 1 ^{er} pic de 3×10^{16}	Unité de purification Pu - 1,5 kg de ^{239}Pu - 28,8 l – 52,1 g/l	Trois vidanges manuelles successives d'une bouteille de 20 l dans une capacité de 60 l, malgré l'alarme sur le premier pic lors de la deuxième vidange – Arrêt par éjection de solution
S	24/08/70	Windscale (UK)	Sans conséquences - 2 faiblement irradiés (2 et <1)	10^{15}	1 pic	Pu – 2,07 kg de ^{239}Pu - 40 l – 51,8 g/l	Accumulation progressive de plutonium dans un pot de transfert après des mois de fonctionnement. Accumulation de solvant dans un siphon censé ne contenir que de la phase aqueuse, solvant qui se chargeait petit à petit en plutonium.
S	17/10/78	Idaho (USA))	Pas d'exposition	$2,7 \times 10^{17}$	25 mn - 1 pic	U (très enrichi) – 6 kg de ^{235}U - 315,5 l – 19,3 g/l	Un mauvais dosage chimique a favorisé l'accumulation d'uranium dans une colonne de lavage à une concentration croissante - Arrêt par mélange des phases ou par dilution.
M	13/12/78	Siberian Chemical Combine (Russie)	1 personne amputée + 7 irradiés (250 (dont 2000 sur les bras) – 5 à 60)	3×10^{15}	1 pic	Unité mettant en œuvre des lingots métalliques de Pu 10,1 kg de ^{239}Pu - En 4 lingots à 18700 g/l	Introduction d'une masse trop grande de lingots de plutonium dans un conteneur – Arrêt par éjection ou retrait d'un lingot.
S	15/05/97	Novosibirsk (Russie)	Sans conséquences	$5,5 \times 10^{15}$	26 h	Unité de concentration U (70 %) – 17,1 kg de ^{235}U	Accumulation d'uranium sur les parois et le fond d'un réservoir plaque. Traitement de solution très enrichie alors que seul un enrichissement à 26 % était autorisé - Arrêt après la deuxième injection de poison.
S	30/09/99	Tokaï – mura (Japon)	2 décès + 1 irradié - + irradiation en dehors du site (< 2000 *- < 1000 - < 450 * Données en centi-Gray équivalent)	$2,5 \times 10^{18}$	17 h (1 ^{er} pic 5×10^{16})	U (18,8 %) – 3,12 kg de ^{235}U - 45 l – 69,3 g/l	Application d'une procédure non autorisée qui conduisit à introduire 16 kg d'uranium dans une cuve de géométrie non-sûre au lieu de traiter des batchs de 2,4 kg - Arrêt par vidange du système de refroidissement (réflecteur).

V. Les expériences de criticité réalisées à l'IPSN

Jusqu'à 1996, les expériences de criticité réalisées dans les installations expérimentales de Valduc portaient sur des solutions de nitrate d'uranyle et de plutonium, mises en œuvre dans la fabrication et le retraitement de combustible nucléaire, ainsi que sur la sûreté des stockages et des transports de combustibles neufs (ou dits à haut taux de combustion du fait de leur haute teneur en plutonium).

La figure 1 présente l' « Appareillage B » : un assemblage de crayons combustibles dont on veut étudier la criticité est en cours de mise en place dans la cuve.

Cette cuve doit être ensuite partiellement remplie d'eau pour effectuer l'approche sous-critique ; l'eau constitue un modérateur car en ralentissant les neutrons elle favorise les réactions de fission.



Figure 1 : l'installation « Appareillage B » de Valduc

La figure 2 schématise le type d'expérience réalisé avec des assemblages de crayons combustibles. Ces expériences sont représentatives soit des stockages de combustibles neufs ou irradiés dans les piscines des réacteurs ou des usines de retraitement, soit d'un stockage à l'air arrosé accidentellement, la présence d'eau augmentant la criticité du système.

La méthode expérimentale utilisée consiste à ajouter de l'eau dans la cuve de l' « Appareillage B » , qui contient l'assemblage fissile étudié, jusqu'à ce que le coefficient de multiplication keff atteigne 0,9993 (soit $1-\beta/10$) pour du combustible nucléaire (REP) dans de l'eau. Cela signifie que l'on ne fait pas diverger le système. On calcule ensuite la hauteur critique par extrapolation linéaire (voir page suivante).

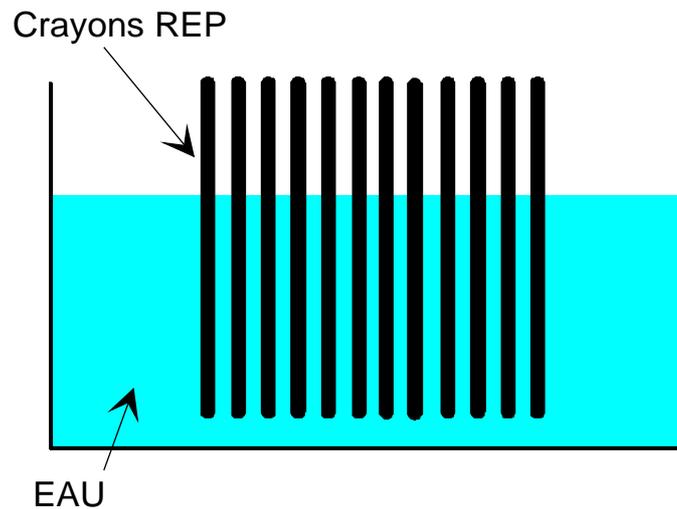


Figure 2 : Schéma de principe d'une expérience de criticité dans l'« Appareillage B »

Description de l'approche sous-critique

La technique actuellement utilisée pour l'approche sous-critique est la technique dite « d'amplification neutronique ». Elle permet, en traçant la courbe de l'inverse du taux de comptage neutronique en fonction de la hauteur de liquide dans le cœur, d'obtenir par extrapolation linéaire la hauteur qui rendrait le système critique (hauteur critique).

La hauteur critique estimée est d'autant plus précise que le niveau d'eau approche de la valeur critique réelle. Pour cette raison, l'expérience est conduite progressivement avec des suppléments de liquide réduits lors des dernières étapes en fin d'expérience. La dernière étape, qui reste toujours sous-critique⁵ ($k_{eff} \leq 0,99993$), permet de déterminer la hauteur critique finale qui sera retenue en tant que résultat de l'expérience.

Programme expérimental en cours

Le programme expérimental en cours a essentiellement pour but de qualifier les méthodes de calcul tenant compte des effets de la présence des produits de fission, qui sont « neutrophages » (ils capturent les neutrons sans fission). Ces effets sont qualifiés de « burn-up credit » par les spécialistes.

⁵ β , facteur de neutrons retardés, est compris entre 600 et 700 pcm (pour cent mille) pour les configurations avec de l'uranium ; il peut descendre à 200 pcm pour les solutions de plutonium.

Six isotopes sont plus particulièrement étudiés car ils sont responsables de plus de la moitié de l'absorption neutronique totale des produits de fission.

Il s'agit du Ruthénium 103 (^{103}Rh), du Césium 133 (^{133}Cs), du Néodime 143 (^{143}Nd), du Samarium 149 (^{149}Sm), du Samarium 152 (^{152}Sm), isotopes stables, et de l'Europium 155 (^{155}Eu), dont la décroissance radioactive donne le Gadolinium 155 (^{155}Gd) plus absorbant. Ces produits sont solubles et ils se retrouvent dans les solutions de dissolution des éléments combustibles au cours de leur retraitement.

La figure 3 montre les essais analytiques actuellement en cours de réalisation.

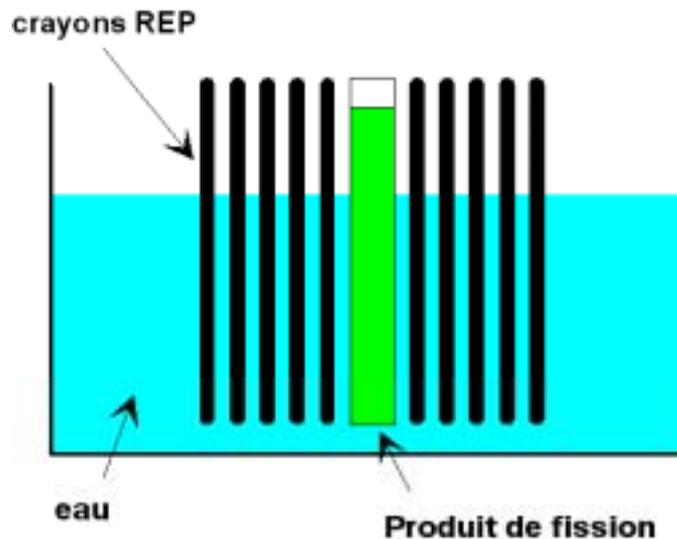


Figure 3 : expérience analytique sur un produit de fission

La figure 4 présente les essais prévus à la fin du programme « produits de fission », qui ont un caractère plus global et qui sont représentatifs d'une situation de dissolution d'un élément combustible dans une usine de retraitement.



Figure 4: expérience globale de dissolution