

Chapitre 5

Recherches sur la recirculation d'eau de refroidissement en conditions accidentelles

En cas de fuite du circuit primaire d'un réacteur à eau sous pression, qui serait non compensée par le système de contrôle chimique et volumétrique (RCV), il est prévu, pour assurer le refroidissement du cœur du réacteur, d'injecter de l'eau borée ; cela est effectué par le système d'injection de sécurité (RIS). Afin d'évacuer la puissance résiduelle et de maintenir l'intégrité de l'enceinte du bâtiment du réacteur, il peut également être nécessaire, selon la taille de la brèche du circuit primaire, d'utiliser le système d'aspersion dans l'enceinte (EAS) ; de la soude est ajoutée à l'eau d'aspersion pour favoriser la rétention des produits radioactifs, tels que l'iode 131, dans l'enceinte de confinement.

L'eau borée nécessaire à ces actions est initialement puisée dans la bache du système de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines d'entreposage du combustible usé (bache PTR, d'environ 1 600 m³ pour les réacteurs à eau sous pression de 900 MWe). Lorsque le niveau bas dans cette bache est atteint, un automatisme déclenche le basculement des systèmes RIS et EAS en mode dit de recirculation : ils aspirent alors l'eau recueillie dans des puisards situés au fond du bâtiment du réacteur (figure 5.1). Ce mode de fonctionnement « en recirculation » peut être nécessaire pendant une très longue durée pour assurer le refroidissement des assemblages de combustible. La fiabilité de ce mode de fonctionnement en « recirculation » est fondamentale pour éviter

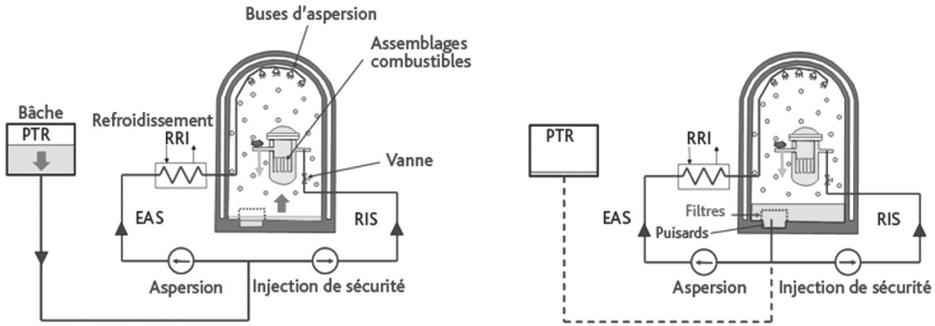


Figure 5.1. Représentation simplifiée du fonctionnement des systèmes RIS et EAS en « injection directe » (à gauche) et en « recirculation » (à droite) – le RRI (système de refroidissement intermédiaire) assure également le refroidissement de certaines pompes des circuits représentés. © IRSN.

l'endommagement des assemblages de combustible et l'occurrence d'un accident de fusion du cœur.

Les puisards situés au fond du bâtiment du réacteur sont équipés d'un système de filtration qui doit garantir une qualité de l'eau en aval des filtres compatible avec le fonctionnement des composants des systèmes RIS et EAS et avec le refroidissement des assemblages de combustible. En effet, des débris peuvent être produits du fait de la brèche (destruction de matériels par l'onde de pression ou par l'effet de jet), résulter des conditions d'ambiance dans le bâtiment du réacteur (température, irradiation, etc.) ou encore être initialement présents dans le bâtiment du réacteur (poussières, etc.) et être transportés jusqu'aux puisards du fait des écoulements d'eau (eau issue de la brèche du circuit primaire et du fonctionnement de l'EAS).

En fonction de leurs caractéristiques (taille, masse), certains débris peuvent être entraînés jusqu'aux filtres et y créer alors un lit de débris. Ce lit peut conduire au colmatage des filtres par effet physique ou sous l'effet de réactions chimiques. Le risque principal est alors qu'il entrave ou empêche la recirculation de l'eau.

Le dimensionnement des filtres (surface et taille des mailles) doit permettre :

- d'éviter la défaillance des pompes des systèmes RIS et EAS par cavitation ; ce risque est réduit par la mise en place de surfaces filtrantes suffisamment importantes ;
- le fonctionnement des composants situés en aval des filtres ainsi que le refroidissement des assemblages de combustible ; cette exigence nécessite une taille de maille adaptée des filtres.

5.1. Retour d'expérience et thèmes de recherche

Les risques d'entrave à la recirculation d'eau de refroidissement dans les réacteurs à eau légère ont été identifiés dès les années 1970 et ont tout particulièrement fait l'objet, par l'U.S.NRC, du *Regulatory Guide* RG 1.82 émis en 1974⁴⁴.

Toutefois, au début des années 1990, plusieurs incidents se sont produits dans des réacteurs à eau bouillante (REB) (centrales de Barsebäck en Suède, de Perry et de Limerick aux États-Unis), qui ont soulevé de nouvelles questions concernant le risque de colmatage des filtres. L'incident qui a affecté le 28 juillet 1992 le réacteur à eau bouillante n° 2 de la centrale de Barsebäck en Suède [2] a été occasionné par l'ouverture intempestive d'une vanne dont le jet de vapeur a produit 200 kg de débris fibreux, principalement issus de matériaux calorifuges. La moitié a été entraînée dans la piscine de condensation (*suppression pool* ou *wetwell*⁴⁵), provoquant au bout de 70 minutes une élévation importante de la perte de charge des filtres du système de refroidissement de secours. Compte tenu de la taille modeste de la brèche équivalente (correspondant au diamètre de la vanne), la quantité de débris est apparue nettement supérieure à celle pouvant être prédite en utilisant le RG 1.82 dans sa première révision de novembre 1985.

Compte tenu des incidents précités, les investigations menées au niveau international ont porté en priorité sur les réacteurs à eau bouillante. Les résultats des recherches effectuées sur ce type de réacteurs ont alors montré que, par rapport à ce qui avait été mis en évidence dans le cadre des recherches antérieures, la quantité de débris produits par la rupture d'une tuyauterie du circuit primaire pourrait être bien supérieure aux quantités considérées jusqu'alors. Ils ont aussi montré que les débris pouvaient être plus fins (et donc plus facilement transportables) et que certaines combinaisons de débris (par exemple des fibres avec des particules) pouvaient accroître le risque de colmatage des filtres. Ces résultats sont présentés dans de nombreux documents dont le rapport NUREG⁴⁶ 6224 émis en 1995 [3] d'étude du risque de colmatage des filtres des systèmes de sauvegarde des réacteurs à eau bouillante.

Cela a conduit au lancement, à la fin des années 1990, de nouvelles études par des industriels, des laboratoires ou des organismes de recherche, auxquelles l'IPSN a activement participé.

Les travaux de recherche ont par ailleurs mis en évidence des questions additionnelles concernant les effets chimiques associés au pH de la solution et à sa température et leur

44. L'U.S.NRC a diffusé en 1974 le *Regulatory Guide* RG 1.82, décrivant les méthodes et pratiques qu'elle estimait acceptables pour traiter l'ensemble des questions relatives, de façon générale, au refroidissement de secours par recirculation d'eau après un accident de perte de réfrigérant primaire, applicables aux réacteurs à eau légère de types REP et REB. Ce guide a évolué au fil du temps en tenant compte du retour d'expérience et de l'évolution des connaissances issues des travaux de recherche et développement. Pour les centrales françaises, de conception Westinghouse, c'est ce *Regulatory Guide*, dans sa première version, qui a été appliqué. La révision 4 de mars 2012 est le texte actuellement en vigueur [1].

45. Piscine située au fond du bâtiment du réacteur et dans laquelle les systèmes de sauvegarde aspirent l'eau.

46. *Nuclear Regulatory Report*.

influence sur le risque de colmatage des filtres, ainsi que l'impact des débris traversant les filtres sur la capacité fonctionnelle des composants des systèmes de sauvegarde RIS et EAS et sur le refroidissement des assemblages de combustible.

Les travaux de recherche réalisés depuis 1974 et l'analyse des incidents ont soulevé de nombreuses questions qui s'inscrivent pour la majorité dans l'étude des thèmes suivants.

► Caractérisation des débris susceptibles d'arriver jusqu'aux filtres

La caractérisation des débris (types, quantités, tailles) susceptibles d'arriver jusqu'aux filtres est fondamentale pour l'évaluation du risque de colmatage de ceux-ci et du fonctionnement des composants situés en aval ainsi que du refroidissement des assemblages de combustible.

Les débris sont en grande majorité directement produits par l'onde de pression générée par la brèche. Ils résultent notamment de la destruction de revêtements calorifuges (fibres de verre, Microtherm, etc.) des matériels situés au voisinage de la brèche (tuyauteries, générateurs de vapeur, etc.), ainsi que des peintures et du béton. La quantité de débris dépend en particulier du champ de pression résultant de la brèche et de la résistance du matériau les constituants. Leur taille et leur forme varient (fibres de quelques millimètres de longueur, particules de quelques micromètres de diamètre).

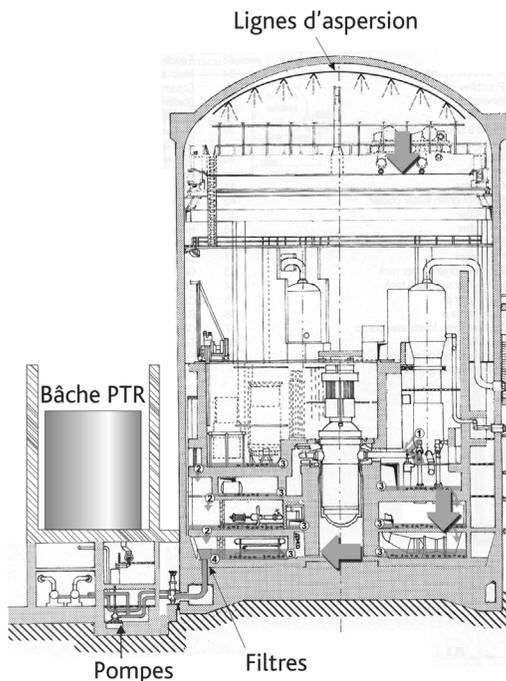


Figure 5.2. Représentation du transport des débris jusqu'aux filtres des puisards (enceinte de confinement d'un réacteur à eau sous pression de 900 MWe). © IRSN-source EDF.

D'autres débris résultent des conditions d'ambiance (température, humidité, irradiation) dans le bâtiment du réacteur. Il peut s'agir de la dégradation des peintures sous forme d'éclats (quelques mm^2) ou de particules (quelques μm de diamètre).

Enfin, il existe des débris présents dans le bâtiment du réacteur avant la situation accidentelle (poussières, graisse, etc.) appelés débris latents qui peuvent être entraînés par les écoulements d'eau et qui doivent être pris en compte pour l'étude de la filtration.

► Transport des débris jusqu'aux filtres

Certains des débris peuvent être transportés (figure 5.2) jusqu'au fond du bâtiment du réacteur par l'eau s'écoulant par la brèche et par l'eau provenant du système EAS, d'autres peuvent être piégés dans des zones de rétention (par exemple au niveau des planchers, des caillebotis). Ce transport de débris est appelé transport vertical.

Lors du passage en recirculation, les débris transférés jusqu'au fond du bâtiment du réacteur peuvent alors, selon leurs caractéristiques (taille, masse), être transportés jusqu'aux filtres des puisards des systèmes RIS et EAS : ce transport est appelé transport horizontal.

► Évaluation de la perte de charge des filtres et du risque de colmatage

Les débris arrivant sur les filtres peuvent soit s'agglomérer au niveau des mailles du filtre et former un « lit de débris » sur l'ensemble de la surface filtrante (figure 5.3), augmentant ainsi la perte de charge aux bornes du filtre, soit, selon leur taille ou la

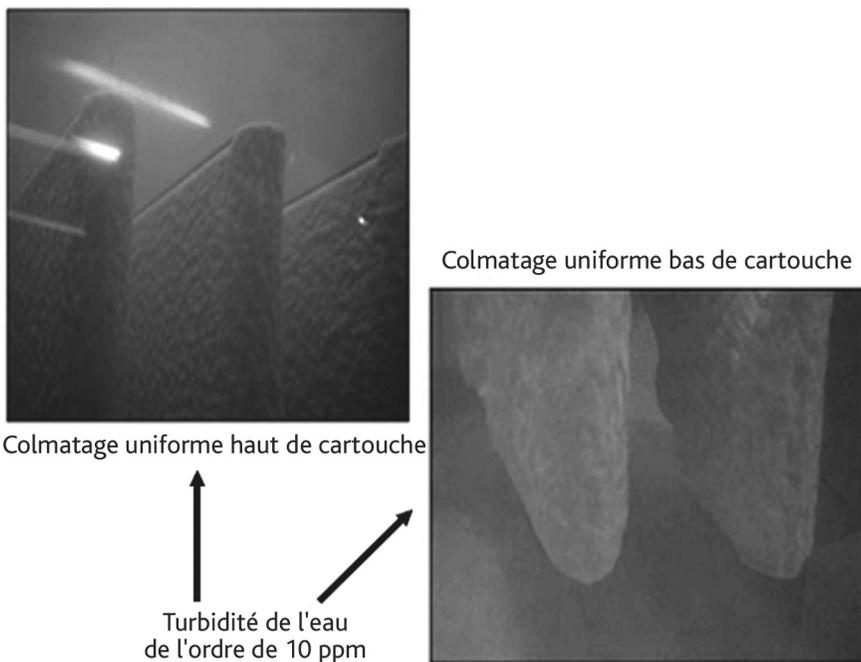


Figure 5.3. Exemples du recouvrement de surfaces filtrantes par des débris fibreux et particulaires (essais de qualification des filtres du système RIS pour le réacteur EPR). © IRSN.

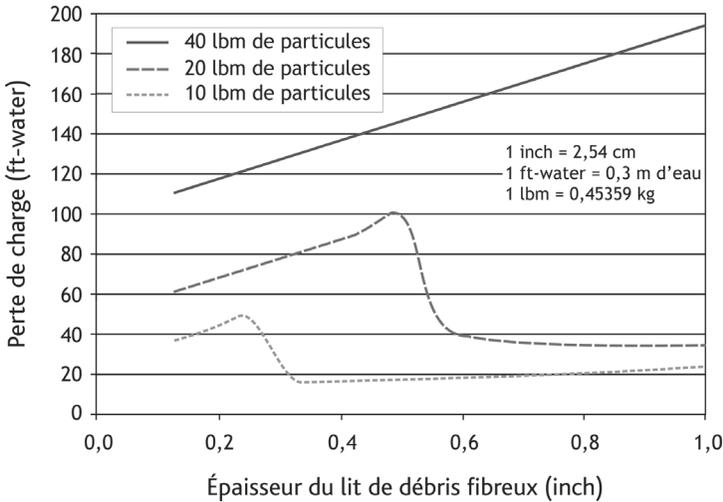


Figure 5.4. Représentation du pic de perte de charge des filtres ou « effet de peau mince » [4].

perméabilité du lit de débris créé – qui dépend de la surface du filtre – être transportés en aval du filtre et entraîner des effets « aval ». La perte de charge du filtre est déterminée en utilisant des corrélations du type de celle du NUREG 6224 qui permettent de vérifier l'absence de risque de défaillance des pompes par cavitation.

À cet égard, des travaux de recherche ont montré que, pour certains filtres, une faible quantité de débris mixtes (fibres et particules) suffit à créer une importante perte de charge aux bornes du filtre lors du fonctionnement « en recirculation » (figure 5.4), et donc à accroître le risque de cavitation des pompes. Cet effet est appelé effet de peau mince.

► Impact des effets chimiques sur la perte de charge des filtres

Des travaux de recherche, notamment ceux réalisés par l'IRSN, ont montré que des phénomènes physico-chimiques peuvent conduire à la formation de précipités (cristaux, gels) dans le lit de débris. L'accumulation de ces précipités s'accompagne d'une augmentation de la perte de charge des filtres. Ces phénomènes dépendent non seulement du pH et de la température de l'eau, mais aussi des caractéristiques des débris présents dans l'enceinte et notamment dans l'eau en fond d'enceinte.

► Effets « aval »

En fonction des caractéristiques des dispositifs de filtration (maille, surface), les débris traversant les filtres ainsi que les substances chimiques présentes dans l'eau peuvent être à l'origine de phénomènes physiques et chimiques (encrassement, colmatage, érosion, etc.) susceptibles de menacer le bon fonctionnement de composants des systèmes RIS et EAS (pompes, diaphragmes, échangeurs de chaleur, vannes, clapets) et le refroidissement des assemblages de combustible du cœur (bouchage partiel des assemblages au niveau de leurs grilles).

5.2. Programmes de recherche passés et enseignements tirés

Après les incidents survenus dans les années 1990 dans les réacteurs à eau bouillante, de nombreux travaux d'étude, de recherche et de développement ont été menés dans le monde, et notamment en France par EDF, l'IPSN puis l'IRSN en vue de mieux comprendre les phénomènes mis en jeu et d'évaluer la conception des dispositifs de filtration.

L'OCDE/AEN a contribué au partage de connaissances, avec l'établissement dès 1995 – à la suite de l'incident de Barsebäck – d'un rapport d'état des connaissances [5], qui a fait l'objet d'une mise à jour en 2013 [6]. Plus d'une dizaine de laboratoires ou entités de recherche ont travaillé sur ces sujets – ou travaillent encore – pour le compte d'autorités de sûreté ou de TSO⁴⁷ (U.S.NRC, IRSN, etc.), de concepteurs ou d'industriels (General Electric, AREVA, EDF, etc.) – les documents [4, 7, 8] dressent l'état d'un certain nombre de travaux. L'IPSN a pour sa part engagé une collaboration avec la société VUEZ et l'Université de Trenčín (Slovaquie), ainsi qu'avec la société EREC (Russie), par la réalisation de séries d'essais dans des boucles d'expérimentation, qui sont développées ci-après.

EDF a participé au programme d'études et de recherches du Nuclear Energy Institute (NEI) sur les questions relatives à la recirculation, qui a permis d'établir en 2004 un guide [4, 7] décrivant les méthodes pour évaluer la conception des filtres des réacteurs à eau sous pression.

Dans le cadre d'un premier programme de recherche, l'IPSN a défini et financé des expérimentations qui ont été principalement réalisées de 1999 à 2003 par VUEZ et EREC ; la réalisation de ces expérimentations a été pilotée par l'IPSN. Les sujets suivants ont été étudiés :

- la délitescence des débris sous l'effet d'un débit d'eau : 77 essais ont été réalisés dans l'installation ELISA montée par l'IPSN chez VUEZ pour étudier l'influence du type de calorifuge, du débit, de la température et de la qualité de l'eau, ainsi que l'influence de la présence de particules solides sur la perte de charge due à la présence de calorifuge sur une grille ;
- le transport vertical des débris et leur broyage dû aux obstacles : 30 essais ont été réalisés dans l'installation IVANA, également implantée chez VUEZ, pour apprécier la taille des débris produits en fonction de leur taille initiale, du débit d'eau d'aspersion et du type de calorifuge considéré ;
- les vitesses de transport horizontal des débris et leur sédimentation dans l'enceinte de confinement : 52 essais ont été réalisés dans l'installation VITRA montée par l'IPSN chez EREC pour étudier, en fonction des caractéristiques des débris, les vitesses d'eau en dessous desquelles les débris sédimentent sur les planchers horizontaux de l'enceinte de confinement et ne participent donc pas au colmatage des filtres des puisards ;

47. *Technical Safety Organisation.*

- les mécanismes d'obturation des filtres : après une campagne de 15 essais préliminaires, 11 essais à l'échelle 1 ont été réalisés dans l'installation MANON, montée par l'IPSN chez VUEZ, pour apprécier les quantités de débris pouvant conduire à une dégradation importante du fonctionnement des pompes assurant la recirculation de l'eau.

En 2003, l'IRSN a fait part à la Direction de la sûreté des installations nucléaires des enseignements tirés des études menées au plan international et notamment des expérimentations ci-dessus, qui conduisaient à s'interroger sur la possibilité d'une défaillance de la fonction de recirculation des réacteurs nucléaires à eau sous pression en conditions accidentelles, du fait de la possibilité de colmatage des filtres des puisards. EDF a alors décidé en 2004 d'apporter des modifications aux réacteurs du parc en exploitation, sur la base du guide de NEI évoqué plus haut [4, 7] et de résultats de travaux de recherche qu'il avait engagés. Ces modifications ont été effectuées sur les réacteurs de 2005 à 2009. La conception de nouveaux filtres repose désormais sur des méthodes et des pratiques développées par EDF et spécifiques aux réacteurs français, tout en respectant en termes de dimensionnement les dernières révisions du RG 1.82.

Jusqu'au début des années 2000, les réacteurs du parc électronucléaire français étaient équipés de filtres de différentes tailles de maille, variant d'un palier à l'autre. Il s'agissait de panneaux verticaux installés circonférentiellement dans les puisards. Compte tenu des connaissances acquises par les travaux de recherche et de développement, deux types de modifications (décidées en 2004) ont été mises en œuvre :

- la suppression des revêtements calorifuges en Microtherm, matériau qui peut générer des particules de très faibles dimensions, rédhitoires à l'égard du risque de colmatage des filtres des puisards ;
- le remplacement des filtres par de nouveaux filtres de surface significativement plus importante (jusqu'à 48 fois la surface des anciens filtres).

Il est à noter que pour le réacteur EPR, la solution retenue pour la filtration est fondée sur deux⁴⁸ dispositions en série sur le trajet des débris :

- des paniers de rétention à la périphérie de l'IRWST (*In-containment Refueling Water System Tank* – réservoir d'eau borée situé à l'intérieur de l'enceinte de confinement), au droit des ouvertures du plancher des gros composants ;
- des filtres dans la partie centrale de l'IRWST, dans laquelle sont situées les lignes d'aspiration vers les pompes.

À l'issue des études qu'il a menées entre 1999 et 2003, l'IRSN a décidé d'engager un programme en collaboration avec la société VUEZ et l'Université de Trenčín pour étudier les effets chimiques au sein du lit fibreux déposé sur les filtres.

L'objectif était d'évaluer l'influence de la formation de précipités sur la perte de charge des filtres en situation de recirculation des systèmes de sauvegarde après

48. Outre la mise en place de présence de grilles « anti-gros débris » sur le plancher des gros composants.

l'occurrence d'une brèche du circuit primaire. Ce programme a comporté deux parties. La première a consisté à déterminer les concentrations de précipités pouvant se former. La seconde a visé à déterminer les conséquences des précipités formés sur la perte de charge du lit fibreux en s'appuyant sur des essais dans la boucle d'essais ELISA.

Ce programme a confirmé que la formation de précipités au sein d'un lit fibreux était possible et qu'elle s'accompagnait d'une évolution significative de la perte de charge des filtres. Durant le déroulement des tests, il est également apparu que la température a une grande influence sur la formation, la nature et l'évolution des précipités. Sur ces bases, un modèle de calcul de perte de charge des filtres a été développé, intégrant également la détermination des caractéristiques de porosité du lit fibreux.

Un autre programme de recherche a été engagé par l'IRSN afin de conforter ce modèle et d'étayer les connaissances sur la corrosion des divers types de matériau calorifuge sur le long terme et les précipités qui peuvent en résulter. Ce programme a été réalisé au moyen de six boucles d'essais dénommées ELISA Babies, dérivées de la conception de la boucle ELISA.

5.3. Programmes de recherche en cours

En 2015, de nombreux programmes de recherches restent en cours en France (aussi bien par EDF que par l'IRSN) et à l'étranger. La majorité de ces programmes concerne l'étude des effets des débris sur les composants des systèmes de sauvegarde situés en aval des filtres et sur le refroidissement des assemblages de combustible. Certains programmes de recherche ont également pour objectif de modéliser plus finement les phénomènes physiques et chimiques afin de justifier la conception de certains filtres.

Ainsi, l'IRSN a décidé en 2015 d'engager de nouveaux programmes de recherches reposant sur l'utilisation d'une nouvelle boucle chez VUEZ, dénommée VIKTORIA, afin d'évaluer la conception des dispositifs de filtration des réacteurs en exploitation ou du réacteur EPR en termes d'effets chimiques et d'effets des débris traversant les filtres. Il s'agit d'une boucle intégrale (figure 5.5) pouvant simuler l'ensemble des phénomènes physiques et chimiques importants pour l'analyse des questions relatives à la filtration. Cette boucle, qui peut être utilisée pour différents types de réacteur à eau sous pression, permet :

- l'étude des effets en amont des filtres, à savoir :
 - l'évaluation de la perte de charge des filtres,
 - les conséquences des effets chimiques sur cette perte de charge,
 - la formation de gaz,
 - l'effet du *back-flushing* (qui correspond à une injection d'eau à l'intérieur des filtres ayant pour objectif de les décolmater) ;



Figure 5.5. Vue de la boucle d'essais VIKTORIA. © Brano Valach/IRSN.

- l'étude des effets physiques et chimiques en aval des filtres, à savoir la caractérisation des débris traversant les filtres (quantités, types, tailles) et leur effet sur les assemblages de combustible et les autres composants (échangeurs, diaphragmes, etc.).

Par ailleurs, les études et travaux de recherches menés jusqu'à présent ne concernaient pas les situations avec fusion du cœur. Or, pour le réacteur EPR, un système d'évacuation ultime de la chaleur (EVU), dont le fonctionnement comporte des dispositifs de filtration, serait utilisé dans de telles situations. Mais les débris générés pourraient différer, en nature et quantités, par rapport à ceux retenus pour les transitoires de dimensionnement (catégories 1 à 4), du fait des conditions extrêmes en situations de fusion du cœur – température, irradiation, etc. Les radionucléides piégés dans les débris pourraient changer la chimie locale (par la radiolyse de l'eau) et causer des précipités. L'IRSN a engagé une étude exploratoire sur ce sujet, qui, le cas échéant, pourra faire l'objet de travaux spécifiques de recherche dans les années à venir.

5.4. Simulation

La question des débris et celle de leurs conséquences dans la configuration de refroidissement en mode de recirculation, après une brèche du circuit primaire, couvre un large champ de phénomènes et de disciplines (hydraulique, chimie, etc.), typiquement de nature tridimensionnelle. L'utilisation d'outils de simulation de type CFD se développe progressivement [8] pour traiter certains aspects tels que le transport de débris, leur dépôt sur les filtres, l'évolution de la perte de charge au travers d'un lit de débris, le risque d'entraînement d'air, de gaz incondensables.

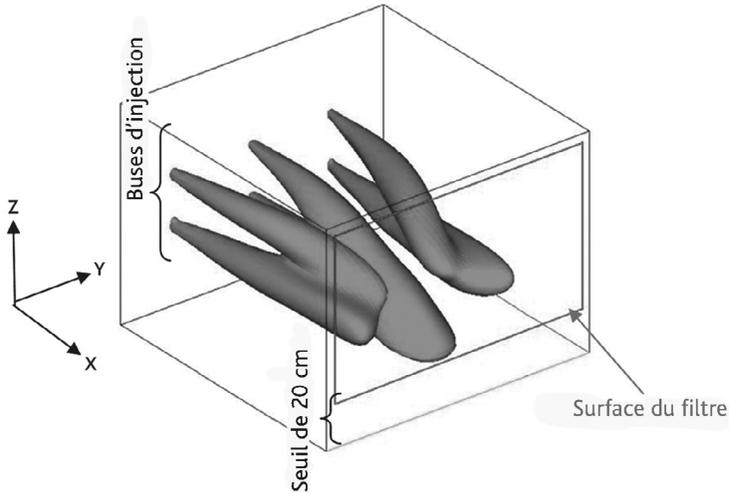


Figure 5.6. Visualisation des jets au sein de la maquette EDF/CEMETE (vitesses supérieures à 6,5 cm/s) avec x : sens de l'écoulement. © IRSN.

L'IRSN a mis en œuvre de tels outils dans le cadre d'une étude de la représentativité des essais effectués par EDF afin de justifier le dimensionnement des nouveaux filtres, parmi lesquels figurent des essais relatifs aux effets chimiques. Les premiers résultats de ces essais ont conduit EDF à considérer que les effets chimiques n'avaient pas d'effet sur la perte de charge des filtres du fait de l'observation d'une sédimentation importante au fond de la boucle d'essais et de l'impossibilité de créer un lit de débris stable sur le filtre. Les simulations faites par l'IRSN ont par exemple fait ressortir un rabatement de débris en amont du filtre dans la boucle (figures 5.6 et 5.7) ; la démonstration de la représentativité de ces essais pour le cas réacteur était à apporter.

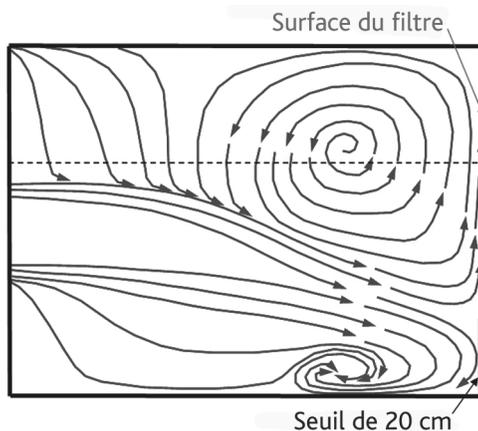


Figure 5.7. Visualisation des lignes de courant à mi-maquette (plan vertical) EDF/CEMETE dans le sens de l'écoulement – les buses d'injection sont situées à gauche. © IRSN.

Références

- [1] Water Sources for Long-term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident, Regulatory Guide, RG 1.82, Revision 4, March 2012.
- [2] Proceedings of the OECD/NEA Workshop on the Barseback Strainer Incident (1994: Stockholm, Sweden), NEA/CSNI/R(1994)14.
- [3] Parametric Study of the Potential for BWR ECCS Strainer Blockage Due to LOCA Generated Debris, October 1995, NUREG/CR-6224, SEA No. 93-554-06-A:1.
- [4] Pressurized Water Reactor Sump Performance Evaluation Methodology, Guide NEI 04-07, Revision 0, Vol. 1, December 2004.
- [5] Knowledge Base for Emergency Core Cooling System Recirculation Reliability, NEA/CSNI/R(95)11.
- [6] Update Knowledge base for Long-term Core Cooling Reliability, NEA/CSNI/R(2013)12.
- [7] Safety Evaluation by the Office of Nuclear Reactor Regulation Related to NRC Generic Letter 2004-02, Guide NEI 04-07, Revision 0, Vol. 2, December 2004.
- [8] Evaluation of Long-term Cooling Considering Particulate, Fibrous and Chemical Debris in the Recirculating Fluid, Rapport WESTINGHOUSE, WCAP-16793-NP revision 2, October 2011.