Zeitschrift: Ingénieurs et architectes suisses
Band: 113 (1987)
Heft: 17

Artikel: Sécurité des composants des réacteurs nucléaires
Autor: Mercier, Olivier
DOI: https://doi.org/10.5169/seals-76402

Nutzungsbedingungen
Die ETH-Bibliothek ist die Anbieterin der digitalisierten Zeitschriften auf E-Periodica. Sie besitzt keine Urheberrechte an den Zeitschriften und ist nicht verantwortlich für deren Inhalte. Die Rechte liegen in der Regel bei den Herausgebern beziehungsweise den externen Rechteinhabern. Das Veröffentlichen von Bildern in Print- und Online-Publikationen sowie auf Social Media-Kanälen oder Webseiten ist nur mit vorheriger Genehmigung der Rechteinhaber erlaubt. Mehr erfahren

Conditions d'utilisation
L'ETH Library est le fournisseur des revues numérisées. Elle ne détient aucun droit d'auteur sur les revues et n'est pas responsable de leur contenu. En règle générale, les droits sont détenus par les éditeurs ou les détenteurs de droits externes. La reproduction d'images dans des publications imprimées ou en ligne ainsi que sur des canaux de médias sociaux ou des sites web n'est autorisée qu'avec l'accord préalable des détenteurs des droits. En savoir plus

Terms of use
The ETH Library is the provider of the digitised journals. It does not own any copyrights to the journals and is not responsible for their content. The rights usually lie with the publishers or the external rights holders. Publishing images in print and online publications, as well as on social media channels or websites, is only permitted with the prior consent of the rights holders. Find out more

Download PDF: 05.08.2025

ETH-Bibliothek Zürich, E-Periodica, https://www.e-periodica.ch

Sécurité des composants des réacteurs nucléaires

Summary
Safety of main nuclear power plant components is the central theme of SMIRT-9, to be held at the "Palais de Beaulieu", Lausanne, August 17th-21st, 1987. In this paper, the different types of nuclear reactors and different aspects of their safety are reviewed.

par Olivier Mercier, Würenlingen

La sécurité des composants des réacteurs nucléaires est le thème central du congrès SMIRT-9, qui se déroulera au Palais de Beaulieu à Lausanne du 17 au 21 août 1987. Dans cet article, nous passons en revue les différents types de réacteurs nucléaires et les différents aspects de leur sécurité.

Zusammenfassung
Die Sicherheit der Bestandteile von Kernkraftwerken ist das Hauptthema des Kongresses SMIRT-9, welcher vom 17. bis zum 21. August 1987 im «Palais de Beaulieu» in Lausanne stattfindet. Dieser Beitrag gibt eine Übersicht über die verschiedenen nuklearen Reaktortypen und die verschiedenen Aspekte ihrer Sicherheit.

1. Introduction

Les résultats les plus récents et les plus intéressants de la technologie des réacteurs sont présentés lors d'un congrès international bisannuel : le congrès international sur la mécanique des structures dans la technologie des réacteurs (SMIRT). La neuvième édition de ce congrès (SMIRT-9) se tiendra cette année pour la première fois en Suisse.
Sous le patronage de l'EPFL, le Laboratoire des matériaux de construction (LMC), dirigé par le professeur F. H. Wittmann, en assure l'organisation.
Plus de 850 contributions et 27 conférences plénières seront présentées au cours de ce congrès, couvrant les domaines suivants :

- Division B : computational mechanics and computer-aided engineering
- Division C : fuel elements and assemblies
- Division D : experience with structures and components in operating reactors
- Division E : fast reactor core and coolant circuit structures
- Division F : LWR pressure components
- Division G : fracture mechanics and NDE
- Division H : concrete and concrete structures
- Division J : extreme loading and response of reactor containments
- Division K : seismic response analysis of nuclear power plant systems
- Division L : inelastic behaviour of metals and constitutive equations
- Division M : structural reliability - probabilistic safety assessment
- Division N : mechanical and thermal problems of fusion reactors.

2. Les types de réacteurs

2.1. *Essai de classement*

Depuis le 2 décembre 1942, date de la première réaction en chaîne entretenue dans le réacteur de Fermi, des milliers de physiciens, ingénieurs et techniciens ont développé des centaines de projets de réacteurs différents. Si la majorité d'entre eux n'ont pas dépassé le cap du réacteur d'essai ou du prototype, une dizaine de types de réacteurs ont été développés jusqu'au stade final de la centrale de puissance.
Un classement logique et complet de ces différents réacteurs n'est pas chose aisée. Les critères de classement ne manquent pas, mais ils ont tous leurs défauts. Dans le cadre qui nous intéresse, nous diviserons tout d'abord les réacteurs en deux grandes familles, suivant la nature des neutrons qui les peuplent :

- les réacteurs thermiques
- les réacteurs rapides.

A l'intérieur de la première famille, nous retiendrons le critère du modérateur, tandis que le genre de réfrigérant départagera les réacteurs de la deuxième famille. Pour des raisons de clarté, la liste ci-après est loin d'être exhaustive :

a) *Les réacteurs thermiques*

1. Les réacteurs modérés au graphite et réfrigérés au gaz (GCR et AGR).
2. Les réacteurs modérés au graphite à haute température (HTR).
3. Les réacteurs modérés au graphite et réfrigérés à l'eau (LGR).
4. Les réacteurs modérés à l'eau légère, type eau bouillante (BWR).
5. Les réacteurs modérés à l'eau légère, type eau pressurisée (PWR).
6. Les réacteurs modérés à l'eau lourde (HWR). Le réfrigérant peut être de l'eau lourde, du gaz ou de l'eau légère.

b) *Les réacteurs rapides*

1. Les surgénérateurs rapides réfrigérés au sodium liquide (LMFBR).
2. Les surgénérateurs rapides réfrigérés au gaz (GCFBR).

Une telle liste pourrait induire en erreur, car elle ne donne aucune indication sur l'importance d'un type donné de réacteur par rapport aux autres. En effet, toutes les filières n'ont pas eu le même succès commercial. Le tableau ci-contre permet d'avoir une idée plus réaliste de l'importance de chaque filière (état à décembre 1986, y compris les pays de l'Est).
On constate que les réacteurs à eau légère (BWR et PWR) se taillent actuellement la part du lion dans le marché des réacteurs. Les réacteurs rapides refroidis au sodium représentent certainement la solution du futur, mais leur impact sur le marché mondial ne se fera pas sentir avant le milieu du siècle prochain. Les réacteurs à eau lourde sont l'apanage des Canadiens et la filière des réacteurs graphite-gaz, pionniers de l'ère nucléaire, est lentement abandonnée. Quant aux réacteurs à haute température (HTR), qui semblaient être les seules autres conceptions valables capables de concurrencer les réacteurs à eau légère, ils ont de la peine à s'implanter. Dans ce qui suit, nous nous bornerons à décrire les PWR, BWR, HTR et LMFBR.

2.2. *Les réacteurs à eau pressurisée (PWR)*

Le réacteur à eau pressurisée (fig. 1) est modéré et réfrigéré à l'eau normale. Cette eau est maintenue à une pression de 150 atmosphères et elle atteint une température de 300°C, si bien qu'il n'y a pas d'ébullition. Le combustible se présente sous la forme d'assemblages carrés (14 × 14, 15 × 15 ou 17 × 17) contenant de 16 à 25 places vacantes.
Chaque crayon est formé d'un empilement de pastilles d'UO_2 légèrement enrichi (3%), contenues dans une gaine de zircaloy. Le diamètre de chaque crayon est de l'ordre de 10 mm. Pour des puissances allant de 300 à 1300 MWe, le nombre des assemblages passe de 120 à 220 suivant le type d'assemblage. Le contrôle du cœur est assuré, d'une part, par une addition d'acide borique dans le réfrigérant et, d'autre part, par de fines barres de contrôle prenant les places vacantes à l'intérieur de l'assemblage. L'eau pressurisée et le combustible sont contenus dans une cuve de pression en acier ayant des parois de 16 à 35 cm. La chaleur évacuée par le réfrigérant est transmise à l'eau d'alimentation du circuit secondaire par l'intermédiaire de l'échangeur de chaleur et la vapeur ainsi créée alimente la turbine.
Westinghouse a été l'un des pionniers dans le développement de ce type de réacteur. La première centrale suisse équipée d'un PWR est celle de Beznau, qui fonctionne depuis 1969. La centrale de Gösgen, construite par Kraftwerk-Union, a été couplée au réseau en 1979.

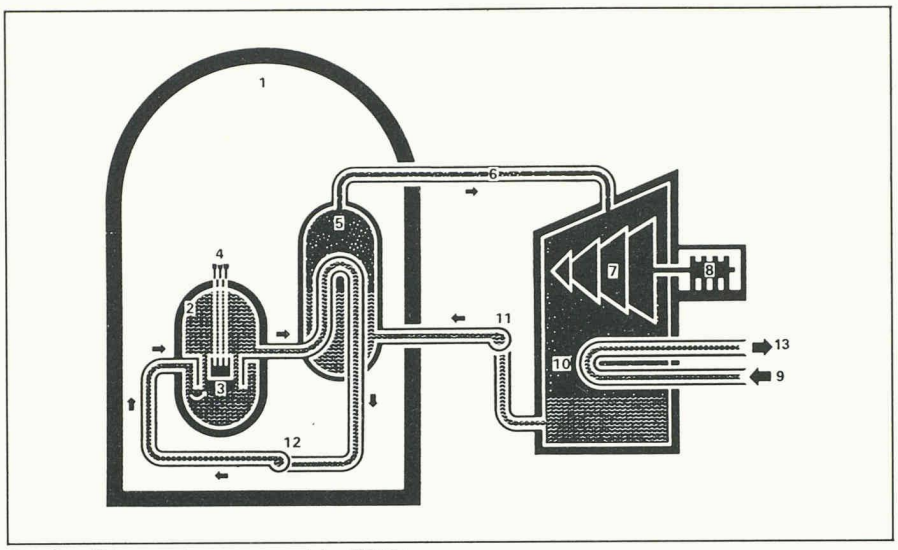


Fig. 1. – Réacteur à eau pressurisée (PWR).

1 Enceinte de confinement 2 Cuve du réacteur 3 Cœur du réacteur avec éléments de combustible 4 Barres de contrôle 5 Générateur de vapeur (échangeur de chaleur) 6 Vapeur 7 Turbine 8 Alternateur 9 Eau de refroidissement du condenseur 10 Condenseur 11 Pompe alimentaire 12 Pompe du circuit primaire 13 Vers le refroidissement à circuit ouvert (par exemple par de l'eau courante) ou à circuit fermé (par exemple tour de refroidissement).

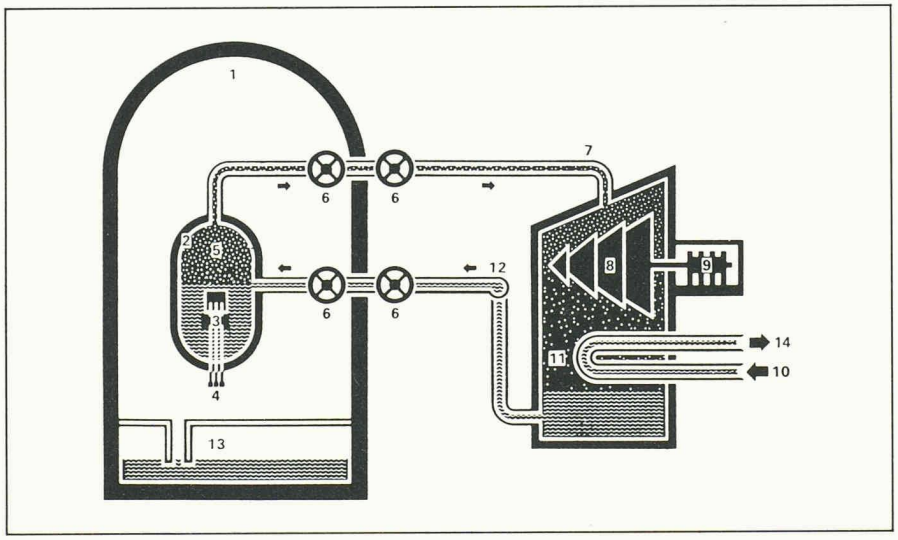


Fig. 2. – Réacteur à eau bouillante (BWR).

1 Enceinte de confinement 2 Cuve du réacteur 3 Cœur du réacteur avec éléments de combustible 4 Barres de contrôle 5 Vapeur 6 Vannes d'isolation 7 Conduite de vapeur 8 Turbine 9 Alternateur 10 Eau de refroidissement du condenseur 11 Condenseur 12 Pompe alimentaire 13 Système de décompression 14 Vers le refroidissement à circuit ouvert (par exemple par de l'eau courante) ou à circuit fermé (par exemple tour de refroidissement).

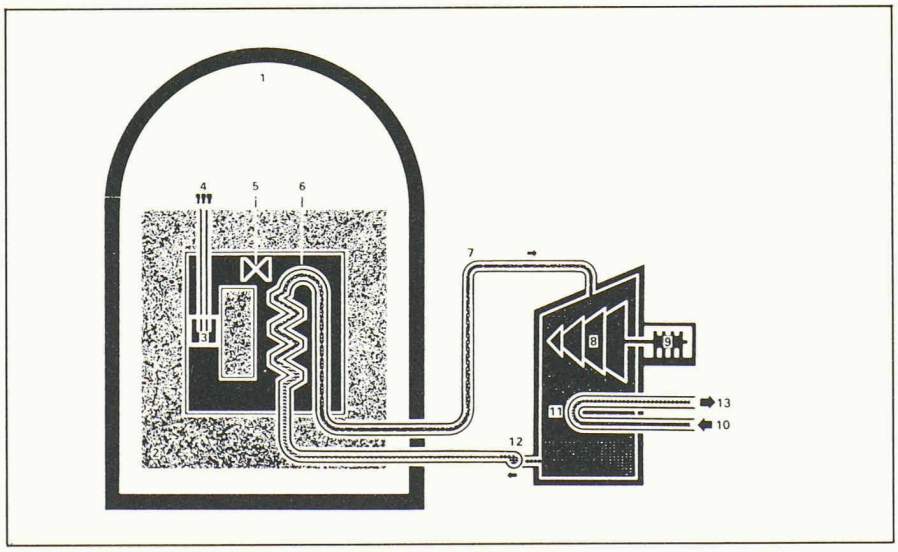


Fig. 3. – Réacteur à haute température au gaz (HTR).

1 Enceinte de confinement 2 Caisson en béton précontraint 3 Cœur du réacteur avec éléments de combustible 4 Barres de contrôle 5 Soufflante d'hélium 6 Générateur de vapeur (échangeur de chaleur) 7 Vapeur (circuit secondaire) 8 Turbine 9 Alternateur 10 Eau de refroidissement du condenseur 11 Condenseur 12 Pompe alimentaire 13 Vers le refroidissement à circuit ouvert (par exemple par de l'eau courante) ou à circuit fermé (par exemple tour de refroidissement).

2.3. *Les réacteurs à eau bouillante (BWR)*

Le réacteur à eau bouillante (fig. 2) est également réfrigéré à l'eau légère, mais la pression et la température (286 °C) de service sont telles que l'ébullition a déjà lieu dans la cuve de pression. Le combustible se présente sous la forme d'assemblages carrés (7 × 7) contenant 49 crayons (dès 1974, 8 × 8). Ces crayons ont un diamètre légèrement supérieur à ceux des PWR (12 mm). Du moment que la densité moyenne du réfrigérant est plus faible, les absorptions parasites sont diminuées et l'enrichissement en U^{235} est inférieur à celui des PWR (2,5 %). La gaine est également en zircaloy et le nombre des assemblages de combustible varie de 230 à 760 pour des puissances de 300 à 1100 MWe. Les barres de contrôle cruciformes sont distribuées uniformément dans le cœur et viennent s'insérer à l'intersection de quatre assemblages de combustible.

La cuve de pression a des parois plus minces et elle contient, en plus du cœur, le séparateur d'eau et le sécheur de vapeur, organes nécessaires à l'amélioration de la vapeur créée dans le circuit primaire. Celle-ci alimente directement les turbines et permet l'élimination de l'échangeur de vapeur.

Pour les deux types de réacteurs, le rechargement du combustible s'effectue une fois par année et nécessite l'arrêt de la centrale pendant quatre à six semaines. Ce type de réacteur est construit principalement par General Electric, et la première centrale suisse équipée d'un BWR (Mühleberg) fonctionne depuis 1972. La centrale de Leibstadt est en service depuis 1984.

2.4. *Les réacteurs à haute température (HTR)*

Les deux réacteurs à eau légère (BWR et PWR) partagent le même défaut : la température et la pression de la vapeur produite ne permettent que des rendements inférieurs à 33 %. Les gaines en zircaloy ne supportent pas des températures très supérieures.

Le réacteur à haute température (fig. 3) permet quant à lui d'atteindre des rendements voisins de 40 %. Le combustible moyennement enrichi (12-20 %) se compose d'une multitude d'infimes particules de carbures d'uranium et de thorium enrobées dans du graphite. Ces particules enrobées occupent le centre de sphères ou de barreaux prismatiques de graphite. Ainsi le graphite joue le rôle de gaine, de support et de modérateur. Le réfrigérant choisi, l'hélium, atteint des températures voisines de 800 °C. Dans une première phase de développement, l'hélium transmet sa chaleur à un circuit secondaire eau-vapeur par l'intermédiaire d'échangeur de chaleur. Un prototype HTR de 300 MWe (Fort St-Vrain, USA), qui devait être mis en exploitation en 1972, a eu six ans de retard. Le prototype allemand THTR-300 est couplé au réseau depuis 1986.

2.5. *Les surgénérateurs rapides*

Lorsqu'un réacteur est en service, un certain pourcentage des noyaux de l'isotope fertile U^{238} se transforme en noyaux de Pu^{239}. Cet élément artificiel est fissile et une partie des noyaux de Pu^{239} ainsi créés subissent la fission avant le déchargement du combustible. Après le déchargement, le solde du Pu^{239} est séparé de l'uranium dans une usine de retraitement et sert à la fabrication de nouveaux éléments de combustible.

En choisissant judicieusement la structure du cœur (adjonction d'une couverture d'uranium appauvri autour du cœur), il est possible de créer, pendant un cycle d'exploitation, plus de Pu^{239} qu'il n'est consommé d'U^{235} et de Pu^{239}. Ce type de réacteur est appelé «surgénérateur». Ce processus n'est pratiquement réalisable que pour des réacteurs dont les neutrons ne sont pas modérés, d'où l'appellation «surgénérateurs rapides». Le choix du réfrigérant est ainsi limité à des substances de faibles densités (hélium) ou à des éléments de masses atomiques élevées (sodium liquide). La figure 4 est une illustration du fonctionnement de ce type de réacteur. La chaleur créée dans le cœur est transmise au circuit secondaire de sodium par l'échangeur de chaleur intermédiaire. Cette solution conservatrice a été retenue pour éviter des réactions sodium radioactif-eau dans des échangeurs défectueux. Le sodium du circuit secondaire transmet sa chaleur au circuit tertiaire eau-vapeur. Le réfrigérant est sous une faible pression et il atteint des températures voisines de 600 °C.

Des prototypes sont en exploitation en Russie, en France et en Angleterre. Une centrale de 600 MWe est en service en Russie, et une autre de 1200 MWe en France (Superphénix). Il ne faut pas s'attendre que des centrales seront vendues sur une base commerciale avant la fin du siècle.

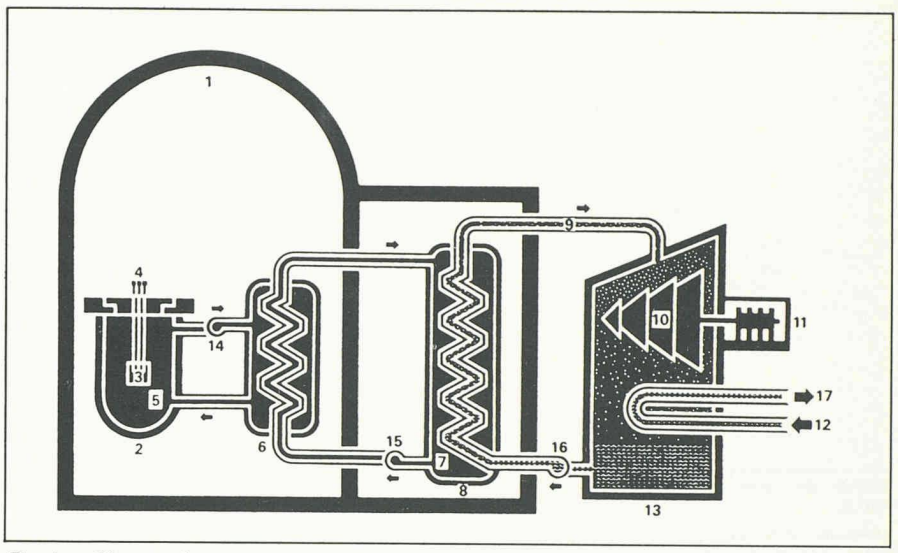


Fig. 4. – Réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (surgénérateur).

1 Enceinte de confinement 2 Cuve du réacteur 3 Cœur du réacteur avec éléments de combustible 4 Barres de contrôle 5 Sodium du circuit primaire 6 Echangeur de chaleur du circuit secondaire 7 Sodium du circuit secondaire 8 Générateur de vapeur 9 Vapeur 10 Turbine 11 Alternateur 12 Eau de refroidissement du condenseur 13 Condenseur 14 Pompe du circuit primaire 15 Pompe du circuit secondaire 16 Pompe alimentaire 17 Vers le refroidissement à circuit ouvert (par exemple de l'eau courante) ou à circuit fermé (par exemple tour de refroidissement).

3. Les aspects de sécurité

Les fissions nucléaires, qui dégagent sous forme de chaleur l'énergie servant à la production d'électricité, conduisent à l'accumulation d'une quantité importante de produits radioactifs dans le combustible du réacteur. La sécurité en matière de centrales nucléaires couvre toutes les mesures prises pour empêcher la dispersion non contrôlée de radioactivité dans l'environnement et pour maintenir la dispersion contrôlée à un niveau acceptable, aussi bien dans les conditions normales d'exploitation que lors d'avaries du réacteur.

3.1. *Les mesures de sécurité*

Maîtriser en toute circonstance les produits radioactifs présents dans le réacteur et n'en relâcher qu'une infime partie compatible avec la protection du public, tel est donc le rôle des très nombreux dispositifs de sécurité que recèle une centrale nucléaire.

Les dangers pour la santé, associés aux rayonnements des substances radioactives, avaient été reconnus bien avant l'avènement de l'énergie nucléaire. C'est pourquoi cette nouvelle forme d'énergie ne pouvait servir à des applications pacifiques que dans un cadre de sécurité stricte, allant même beaucoup plus loin que les normes couramment acceptées pour d'autres activités humaines. Aussi les efforts consacrés à la sécurité représentent une part importante des travaux qu'impliquent le développement d'un type de réacteur, l'établissement de la conception détaillée d'une centrale particulière et, finalement, sa construction et son exploitation. Le coût de toutes les mesures de sécurité dans une centrale nucléaire représente ainsi une fraction considérable des frais de construction et d'exploitation.

L'attitude préventive en matière de sécurité, que les spécialistes des techniques nucléaires ont adoptée depuis toujours pour des raisons évidentes, ainsi que la défense en profondeur expliquent l'absence d'accidents sérieux dans des centrales nucléaires de type occidental destinées à la production d'électricité depuis l'avènement de l'énergie nucléaire.

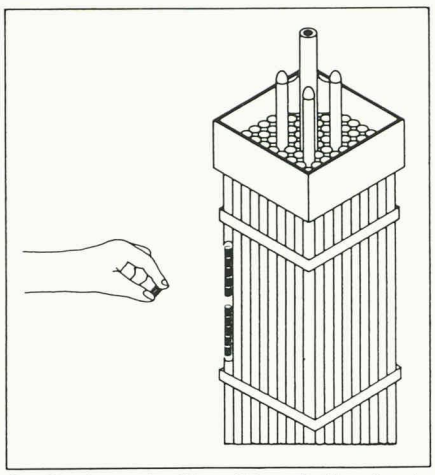
Ce bilan favorable est à mettre au crédit des mesures de sécurité développées avec l'aide d'organisations gouvernementales, adoptées par les constructeurs, appliquées par les exploitants et contrôlées par les autorités de surveillance. Destinées d'une part à empêcher les accidents de réacteurs dus à une défectuosité technique ou à une erreur de manœuvre (prévention) et, d'autre part, à limiter les conséquences de tels accidents dussent-ils se produire (mitigation), ces mesures de sécurité doivent en outre être conçues de manière à résister à de graves atteintes provenant de l'extérieur, par exemple tremblement de terre, inondation, chute d'avion, sabotage, etc.

La prévention est assurée par une conception réfléchie de la centrale et de ses systèmes, par un dimensionnement prudent de ses structures et composants, par une exécution soignée et contrôlée (programme d'assurance de la qualité), par des vérifications périodiques du fonctionnement des systèmes et de l'état des composants (inspection en service), ainsi que par une sélection sévère et une formation rigoureuse du personnel d'exploitation.

La mitigation repose en premier lieu sur la maîtrise de l'évolution de dérangements d'origine interne et des conséquences des agressions externes au moyen des systèmes de sécurité destinés à empêcher ou à limiter la libération des produits de fission, puis en second lieu, si cela devait se révéler nécessaire, sur l'exécution des mesures de protection préparées dans le cadre de l'organisation d'urgence mise sur pied par les pouvoirs publics (alerte des autorités, alarme de la population, information et consignes données au public et adaptées à l'évolution de la situation, telles que : se rendre ou rester à l'intérieur des habitations, se rendre dans les caves et abris, séquestrer certaines denrées alimentaires telles que les produits laitiers et agricoles et même, en dernier ressort, évacuer certaines zones).

3.2. *Les barrières successives de la défense en profondeur*

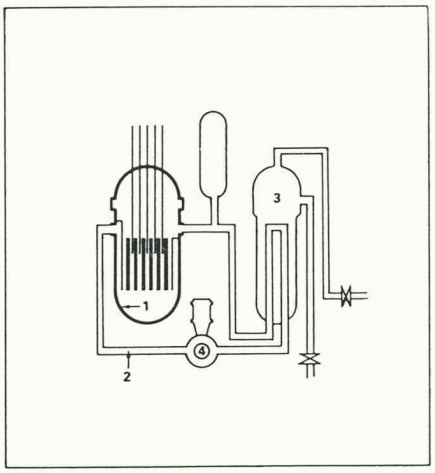
Parmi les aspects de sécurité, le confinement de la radioactivité joue un rôle capital. La solution technique de ce problème est fondée sur le principe fondamental de barrières multiples et indépendantes. La rupture d'une barrière demeure possible, mais la destruction simultanée de toutes les barrières est extrêmement improbable. Les produits radioactifs sont donc



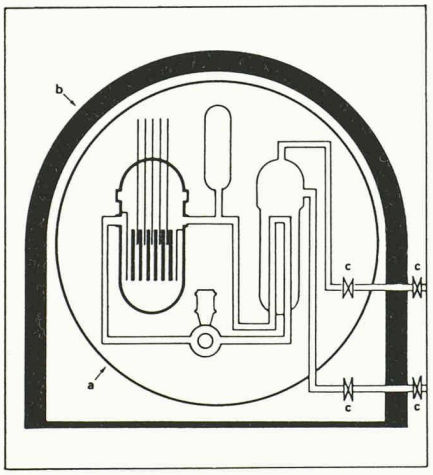
Pastille de combustible (UO_2).

Gaine métallique étanche du barreau de combustible.

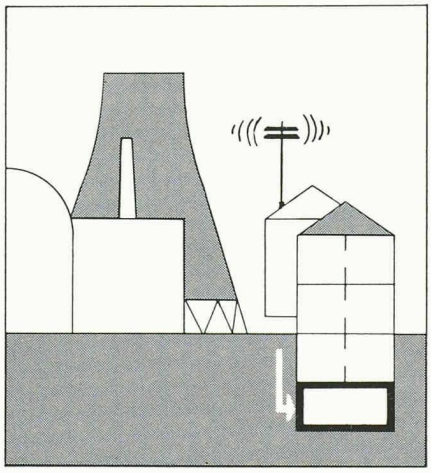
(Rétention des produits de fission par la structure physico-chimique).



Enveloppe du circuit primaire:
(1) cuve du réacteur
(2) conduites (circuit fermé)
(3) échangeur de chaleur (générateur de vapeur)
(4) pompe.



Confinement:
(a) enceinte de sécurité en acier, étanche
(b) enceinte de béton armé (protection mécanique contre les atteintes de l'extérieur)
(c) vannes d'isolement des conduites traversant le confinement.



Organisation d'urgence Alarme et abris.

Fig. 5. – Les barrières successives de la défense en profondeur.

entourés de récipients successifs distincts, dont l'emboîtement est illustré schématiquement sur la figure 5.

Pour les réacteurs refroidis à l'eau (cas des centrales nucléaires exploitées à Beznau, Mühleberg, Gösgen-Däniken et Leibstadt), il y a tout d'abord le combustible lui-même, dont la structure physico-chimique possède une grande capacité de rétention des produits de fission radioactifs, puis la gaine métallique qui enveloppe directement les pastilles de combustible. L'ensemble du combustible est ensuite situé à l'intérieur du circuit de refroidissement du cœur du réacteur, circuit entièrement fermé, composé d'un caisson (la cuve du réacteur), de conduites et de composants tels que vannes, pompes, échangeurs de chaleur, etc., faits de matériaux de haute qualité, soigneusement contrôlés. Ce circuit est finalement entouré par le confinement, dont la partie extérieure la plus visible est le bâtiment du réacteur qui, dans les cas de Beznau et de Gösgen par exemple, est constitué d'une enceinte d'acier doublée d'une enceinte de béton armé. Cette multiplicité des barrières successives, d'une part, les dispositions de prévention et de mitigation, d'autre part, constituent ce qu'on appelle la défense en profondeur.

On constate donc que la sécurité nucléaire repose sur une série de barrières successives qui n'excluent certes pas des accidents à l'intérieur du confinement de la centrale, mais qui rendent très improbable, sinon pratiquement impossible, un relâchement important de radioactivité dans l'environnement,

Nombre de réacteurs en exploitation.

Type de réacteur	En exploitation	
	Nombre	Puissance (MWe)
GCR + AGR	43	12 438
HTR	3	639
LGR (RBMK)	26	14 564
PWR	207	174 890
BWR	83	79 782
HWR	26	13 792
LMFBR	7	2 380
Divers	2	240
Total	397	298 725

même en cas d'avarie sérieuse, comme cela s'est passé à la centrale expérimentale de Lucens, en 1969, et à la centrale de Three Mile Island, en 1979.

Quant au cas Tchernobyl, il faut mentionner que ce réacteur n'avait pas d'enceinte de confinement et que le type choisi a été développé en premier lieu pour fabriquer du plutonium pour les bombes atomiques et non pas pour produire de l'électricité. Ce type de réacteur (RBMK) a, par construction, une grande instabilité (coefficient de réactivité positif) et ne serait pas autorisé à être construit, par exemple, en Suisse.

Pour les conditions normales d'exploitation, ces mêmes barrières permettent de conserver le contrôle des faibles fuites de substances radioactives - qui peuvent provenir en partie du combustible mais qui, pratiquement, proviennent le plus souvent de l'activation neutronique des matériaux présents dans le cœur ou au voisinage de celui-ci, en particulier des produits de corrosion -, en favorisant leur captage entre deux barrières successives, soit sous forme liquide, soit sous forme gazeuse, et de les conduire vers les installations d'épuration de la centrale. Les effluents liquides et gazeux ne peuvent être relâchés dans un cours d'eau ou dans l'atmosphère que s'ils répondent, des points de vue radiologique et chimique, à des prescriptions imposées. Les moyens techniques mis en œuvre permettent de limiter la charge radiobiologique de la population concernée à moins de 1% de la charge due aux radiations naturelles, ainsi qu'à une très faible fraction des fluctuations de cette dernière, qui varie considérablement en Suisse d'un endroit à l'autre.

Adresse de l'auteur:
Olivier Mercier, Dr ès sciences techn.
EIR
5303 Würenlingen