

4. Symposium on reactor dosimetry
Washington, DC (USA) 22-26 Mar 1982
CEA-CONF-- 6338

SURVEILLANCE DE LA CUVE DE LA CAP
Programme, Mesures et calculs neutroniques

J.-M. FARRUGIA - TECHNICATOME
J.-C. NIMAL et B. TOTTH - CEA/SERMA

CENTRE D'ETUDES NUCLEAIRES DE SACLAY
BP. 18-91190 GIF/YVETTE - FRANCE

R. LLORET et R. PERDREAU - SERVICE DES PILES

CENTRE D'ETUDES NUCLEAIRES DE GRENOBLE
85X - 38041 GRENOBLE CEDEX-FRANCE

ABSTRACT

Starting with the design of the CAP (Prototype Advanced NSSS), a programme for pressure vessel monitoring has been prepared, including dosimetry.

The dosimetry programme encompasses activation dosimeters (Cu, Nb, Co) and fission dosimeters (^{237}Np , ^{238}U) installed either inside the pressure vessel with the monitoring test-samples, or in a counting tube outside the pressure vessel.

- In the first place, a description of the method for neutronic calculations is given; such calculations use the codes ANISN and MERCURE 4 allowing assessment of the neutron spectrum seen by the detectors and the related reaction coefficient. This is followed by a description of the instrumentation.

The initial dosimetry results available after the initial operating cycles concur with calculations.

1 - DESCRIPTION SOMMAIRE DU PROGRAMME DE SURVEILLANCE

La Chaufferie Avancée Prototype (CAP) est un réacteur de type PWR implanté sur le Centre d'Etudes Nucléaires de Cadarache. Conçu, construit et exploité par Technicatome, pour le compte du C.E.A., ce réacteur constitue un moyen d'essais largement utilisable dans la filière à eau légère pressurisée et, plus spécialement, un moyen d'essais des éléments combustibles.

La chaufferie nucléaire est de type intégrée, c'est-à-dire que le couvercle de la cuve est réalisé par le générateur de vapeur et les pompes primaires sont portées par deux cornes qui font partie intégrante de la cuve. Cette cuve a été réalisée en acier de nuance 80 HLES et, dès la conception, un programme de surveillance a été

établi et réalisé de la façon suivante :

Quatre tubes porte-conteneurs, fixés sur les structures internes et situés à quelques centimètres de la cuve (voir fig. 1 et 2), ont été chargés de conteneurs de dimensions 20x50x140 mm. Les conteneurs contiennent soit des éprouvettes Charpy V, soit des éprouvettes Pellini, soit encore des éprouvettes de traction. Les éprouvettes prélevées dans le métal de base ont été placées au niveau du plan médian combustible. Les éprouvettes prélevées dans le joint soudé et dans la zone affectée thermiquement (ZAT) ont été placées dans les zones de plus faible flux (voir Fig. 1). Les conteneurs seront prélevés au fur et à mesure des besoins tout au long de la vie du réacteur.

Chaque conteneur a été muni de boîtiers de détecteurs placés dans les faces supérieure et inférieure des conteneurs (voir Fig. 3).

Un deuxième programme de dosimétrie a été également entrepris en installant derrière la cuve un tube sur toute la hauteur. Ce tube est destiné à recevoir des détecteurs par activation, dont le chargement et le déchargement s'effectuent au moyen d'un câble semi-rigide lors des arrêts normaux du réacteur.

L'intégration du flux neutronique est assurée par les détecteurs suivants :

. niveau plan médian combustible :

- détecteur fer en disque diamètre 7 mm, épaisseur 0.1 mm,
- détecteur Cu-Co à 1.2 % de cobalt, fil de longueur 5 mm, diamètre 0.7 mm.

. niveau soudure basse :

- détecteur fer en disque diamètre 7 mm, épaisseur 0.1 mm,
- détecteur cobalt pur en disque diamètre 7 mm, épaisseur 0.1 mm.

Ce programme permet de suivre la fluence neutronique reçue par la cuve et de vérifier les calculs neutroniques réalisés pour chacun des coeurs.

2 - SCHEMA DE CALCUL DE L'ACTIVATION DES DETECTEURS ET DES TAUX DE FORMATION DE DOMMAGES

Nous avons utilisé dans ce cas les codes ANISN et MERCURE 4. Le schéma de calcul permet une représentation à trois dimensions de la géométrie et de la distribution des sources de neutrons. Ceci est essentiel pour la représentation du coeur. Nous décrivons ci-après les deux codes MERCURE 4 et ANISN ainsi que le schéma de calcul.

2.1 - Mercure 4 [1] [2]

Ce code intègre le noyau d'atténuation en ligne droite dans

deux cas :

- rayonnement gamma avec une structure multigroupe pour les sections efficaces et avec une bibliothèque de facteurs d'accumulation,
- neutrons rapides dont l'atténuation est calculée au moyen de sections efficaces de déplacement données par l'utilisateur.

Nous ne décrivons ici que le cas des calculs neutroniques. Pour calculer un taux de réaction donné τ_d , pour un détecteur d, MERCURE 4 utilise la formule donnée par la relation (1), où le noyau $G(r_0, r, d)$ caractérise l'atténuation des particules nées en r_0 , arrivant en r et contribuant au taux de réaction d.

$$\tau_d = \iiint_{V_S} dr_0 S(r_0) G(r_0, r, d) \quad (1)$$

V_S est le volume contenant les sources. Le noyau G est calculé en utilisant la section de déplacement $\Sigma_{i,d}$ pour le détecteur d et la région i :

$$G(r_0, r, d) = (Ad/4\pi(r - r_0)^2) \exp(-\sum_i \Sigma_{i,d} t_i) \quad (2)$$

où t_i est la distance traversée en ligne droite dans la ième région

Ad est un coefficient dépendant seulement du détecteur d.

La description géométrique dans MERCURE 4 pour les régions sources et les régions de protection est à trois dimensions : des surfaces, soit planes soit du second degré, sont définies par l'utilisateur. Ces surfaces limitent des volumes homogènes qui ont une distribution quelconque dans l'espace.

Finalement, l'intégration de la formule (1), donnant le résultat τ_d est effectuée par une méthode de Monte Carlo avec un calcul exact des fonctions d'importance qui donne une très bonne précision statistique sur le résultat pour des temps de calcul brefs. L'utilisation de la méthode de Monte Carlo évite des erreurs systématiques dues au calcul par discrétisation de l'intégrale (1).

2.2. ANISN [3]

ANISN est le code américain bien connu résolvant la forme intégral-différentielle de l'équation du transport par la méthode des ordonnées discrètes (discrétisation du flux angulaire sur un maillage spatial et angulaire). Les sections efficaces ont une structure multigroupe et sont représentées par un développement en série de polynômes de Legendre. La géométrie est à une dimension.

2.3. SCHEMA DE CALCUL

2.3.1. Nous définissons une géométrie à une dimension en respectant les épaisseurs de matériaux traversés dans la direction où les résultats sont souhaités. Nous effectuons alors les calculs suivants :

- un calcul ANISN en configuration cylindrique donnant le spectre de neutrons $s(E, r)$ dans la protection et tous les taux de réactions τ_d donnés par la formule (3) :

$$\tau_d(r) = \int_0^{\infty} S(E, r) r_d(E) dE \quad (3)$$

r_d : fonction de réponse du détecteur d .

En particulier, nous obtenons les taux de réaction à chaque frontière des régions de protection.

- dans la même géométrie, nous effectuons plusieurs ensembles de calculs MERCURE 4, un ensemble par détecteur. Dans ces calculs nous ajustons les sections efficaces de déplacement $\Sigma_{i,d}$ pour obtenir par MERCURE 4 et ANISN le même taux de réaction à chaque frontière. L'ajustement donne aussi le coefficient A_d .

2.3.2. A l'aide des sections efficaces de déplacement $\Sigma_{i,d}$ nous effectuons le calcul exact à trois dimensions d'espace par MERCURE 4 en tenant compte de la distribution la plus précise des sources de neutrons.

2.4. Application à la CAP

Les calculs ont été effectués pour le cycle 1 de la CAP, les densités spatiales des sources de neutrons sont déduites des calculs de suivi de coeur effectués au CEA-SERMA.

Les sections efficaces nécessaires au calcul de transport par ANISN sont obtenues par condensation à 100 groupes de VITAMIN C [4] avec comme bibliothèque de données ENDF/B4. Elles sont traitées dans l'approximation P3. Le calcul de référence ANISN est effectué en géométrie cylindrique avec l'ordre de quadrature S4. La figure 4 représente les spectres de neutrons :

- à l'emplacement des éprouvettes,
- à l'entrée de la cuve,
- à l'emplacement du tube de mesure.

Pour le calcul à trois dimensions par MERCURE 4 nous avons considéré les fonctions réponses suivantes :

- fluence de neutrons d'énergie supérieure à 1 MeV,
- fluence de fission équivalente pour la formation de zones,
- énergie cédée au réseau (eV/g),
- taux de fission sur ^{238}U et ^{237}Np ,
- taux de réaction sur ^{93}Nb et ^{63}Cu ,

Les taux de fission et de réaction peuvent être comparés aux valeurs expérimentales ce qui confirme le modèle de calcul. Les autres réponses permettent de corréler les dommages formés dans les éprouvettes et ceux créés dans la cuve.

Pour la comparaison avec les expériences, les sections efficaces expérimentales des détecteurs sont données dans la partie 4.

3. DOSIMETRIE NEUTRONIQUE DANS LE TUBE EXTERIEUR

Cette dosimétrie assure l'intégration des flux pour chaque cycle de fonctionnement. Une courte campagne, menée lors d'un démarrage, a fourni des valeurs de l'indice de spectre épithermique, ainsi qu'une section efficace expérimentale moyenne de la réaction $^{54}\text{Fe}(n, p) ^{54}\text{Mn}$ par comparaison avec $^{115}\text{In}(n, n') ^{115m}\text{In}$.

On trouvera dans le tableau suivant un aperçu des résultats obtenus sur un cycle :

	ϕ epi, ϕ th	Fluence thermique (n/cm ²)	σ_1 (Fe) mb	Fluence rapide > 1 MeV	
				mesurée	calculée
Niveau médian	0.044	$1.55 \cdot 10^{17}$	121.	$2.3 \cdot 10^{16}$	$2.5 \cdot 10^{16}$
Niveau soudure	0.040	$0.90 \cdot 10^{16}$	127.	$6.5 \cdot 10^{14}$	$6.2 \cdot 10^{14}$

4. DOSIMETRIE NEUTRONIQUE AUX EMPLACEMENTS DE SURVEILLANCE

4.1. Description des dosimètres

Chaque conteneur d'éprouvettes contient 4 boîtiers de dosimètres (Figure 3) :

- 2 boîtiers pour détecteur par activation (Co, Cu, Nb),
- 1 boîtier pour détecteur fissile ^{237}Np ,
- 1 boîtier pour détecteur fissile ^{238}U .

Le boîtier des détecteurs par activation est une coupelle en aluminium à couvercle soudé par ultra-sons en atmosphère d'Hélium. Il contient :

- a/ pour la dosimétrie des neutrons rapides, un disque de cuivre de diamètre 4 mm et d'épaisseur 1 mm et un disque de Niobium de diamètre 4 mm et épaisseur 20 μm ,
- b/ pour la dosimétrie des neutrons thermiques un disque d'alliage Aluminium-Cobalt à 2 %, diamètre 4 mm, épaisseur 0.2 mm.

Le boîtier des dosimètres fissiles est en titane (diamètre 9,8 mm, épaisseur 1 mm), il contient le support du dépôt de matière fissile. La masse nominale de dépôt est 10,5 mg. Ce boîtier est fermé par soudage électronique. Le boîtier ^{238}U est irradié à l'intérieur d'un filtre en Gadolinium.

4.2. Mesure et traitement des activités

Les rayonnements émis par chaque source sont mesurés, dans une géométrie étalonnée, à l'aide de diodes :

- Si-Li pour les X du ^{93}Nb ,
- Ge intrinsèque de 50 cm³ pour les autres.

Pour le traitement des activités, les hypothèses suivantes sont admises :

- a/ les rapports entre les composantes, thermique, rapide et épithermique du flux se maintiennent dans le temps. L'initialisation du traitement itératif des activités est établie à partir des valeurs déduites du spectre théorique (figure 4),
- b/ le flux neutronique dans l'emplacement de mesure est proportionnel à la puissance du réacteur. Le diagramme de fonctionnement du réacteur, fourni par l'exploitant de la CAP, donne donc la fonction inconnue : le flux en fonction du temps, à une constante près. Cette constante est déterminée par le programme ACTIGE.
- c/ les sections efficaces au-dessus de 1 MeV sont déterminées dans le spectre à l'emplacement des éprouvettes avec des valeurs de bibliothèque ENDF/B et recalées aux valeurs $\bar{\sigma}_{\text{exp}}$ publiées. Le jeu obtenu est le suivant :

Réaction	Seuil Es MeV	Période	$\bar{\sigma}$ Biblio.	$\bar{\sigma}_{\text{exp}}$ /Référence/	$\sigma > 1\text{MeV}$
$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	6.8	5.27 ans ENDF/BV	0.505 mb	0.5 mb	2.43 mb
$^{93}\text{Nb}(n,n')^{93m}\text{Nb}$	1	16.11 ans	Rh(n,n') CCDN normé à 153 mb	153 mb *	236.8 mb
$^{237}\text{Np}(n,f)$ PF	0.6		1 336 mb ENDF/BIV	1 312 mb [6]	1 959 mb
$^{238}\text{U}(n,f)$ PF	1.5		300 mb ENDF/BIV	305 mb [6]	499 mb

*Actualisation avec T=16.11 ans et KX=0.116 de [7].
 $\bar{\sigma}$: valeur moyennée sur un spectre de fission de ^{235}U .

Pour l'exploitation des dosimètres fissiles une grandeur importante est le rendement de fission Y, dans le domaine des neutrons rapides. Les valeurs utilisées sont données ci-après.

P.F	Y %		Raie traitée E KeV	Taux branch. IX	Période
	Np	U			
¹³⁷ Cs	6.08	6.01	661.6	85.	30 ans
⁹⁵ Zr	5.78	5.13	756.7 et 724.2	55 et 44.5	64.05 j
⁹⁵ Nb			765.8	100	34.97 j
¹⁰⁶ Ru	2.24	2.51	621.8	9.81	369 j

5. RESULTATS

5.1 Fluences mesurées

Les fluences au-dessus de 1 MeV obtenues à partir des dosimètres associés au conteneur n° 6 sont les suivantes :

Détecteur	Cuivre	Niobium	Neptunium	Uranium
Fluence en 10 ¹⁸ n/cm ²	0.67	0.78	0.95 (¹³⁷ Cs)	0.85
			0.82 (¹⁰⁶ Ru)	0.68
			0.72 (⁹⁵ Zr)	0.53
			0.67 (⁹⁵ Nb)	0.61

La précision des mesures d'activité de certains produits de fission est trop faible pour être prise en compte. Compte tenu de la durée d'irradiation, seul le ¹³⁷Cs est valide, la fluence qu'il donne est en accord avec celle des dosimètres par activation.

Dans le spectre des neutrons incidents sur le conteneur n° 6, la section efficace de déplacement des atomes de fer pour les neutrons d'énergie > 1 MeV est trouvée $\sigma > 1$ (dpa) = 1353 b. A partir de la fluence déduite du cuivre on déduit que les éprouvettes ont subi 9.1 10⁻⁴ déplacement par atome.

5.2 Comparaison des calculs et des mesures

Les calculs de taux de réaction décrits dans la section 2 se rapportent à 45 % de l'irradiation totale. On les ramène à l'irradiation totale en admettant que la distribution des sources dans le coeur n'a pas été très différente de celle du cycle objet du calcul théorique. Les taux de réaction attendus sur les dosimètres se déduisent alors des valeurs calculées en ramenant celles-ci aux sections efficaces expérimentales selon :

$$\tau'_m = \frac{\tau_d \text{ calculé}}{\bar{\tau}_d} \times \bar{\sigma}_{\text{exp}}$$

Ces valeurs et celles effectivement mesurées sont comparées dans le tableau ci-dessous :

Taux de réaction par noyau	CUIVRE	NIOBIUM	NEPTUNIUM	URANIUM
τ mesuré	$1.62 \cdot 10^{-9}$	$1.84 \cdot 10^{-7}$	$1.86 \cdot 10^{-6}$ (^{137}Cs)	$4.25 \cdot 10^{-7}$
τ'_m	$1.94 \cdot 10^{-9}$	$2.35 \cdot 10^{-7}$	$2.12 \cdot 10^{-6}$	$4.24 \cdot 10^{-7}$

On peut noter l'excellent accord entre la mesure issue du dosimètre Uranium et le calcul théorique. Pour les autres dosimètres l'écart calcul/mesure est de l'ordre de 20 %, écarts qui ne mettent pas en cause la corrélation entre les deux modes de détermination.

CONCLUSION

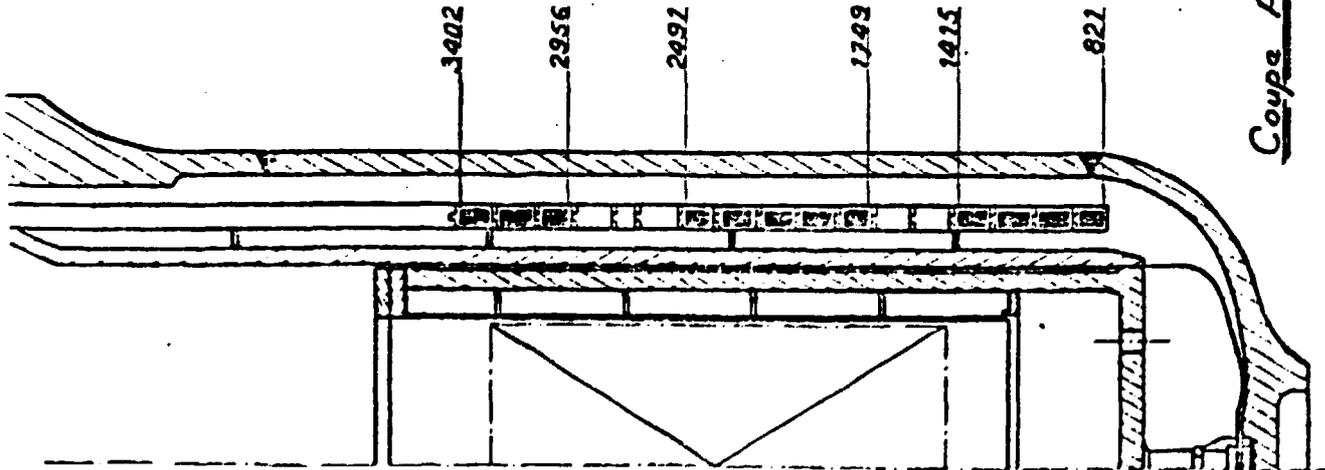
A la vue des premiers résultats et de leur cohérence on peut dire que les moyens mis en oeuvre dans le programme de dosimétrie associé à la surveillance de la cuve de la CAP sont adaptés. Soulignons en certaines particularités :

- Présence du tube de mesure à l'extérieur de la cuve.
- Choix du titane dans l'élaboration des dosimètres fissiles et leur boîtier.
- Choix du niobium comme détecteur.
- Schéma de calcul permettant une représentation tridimensionnelle.

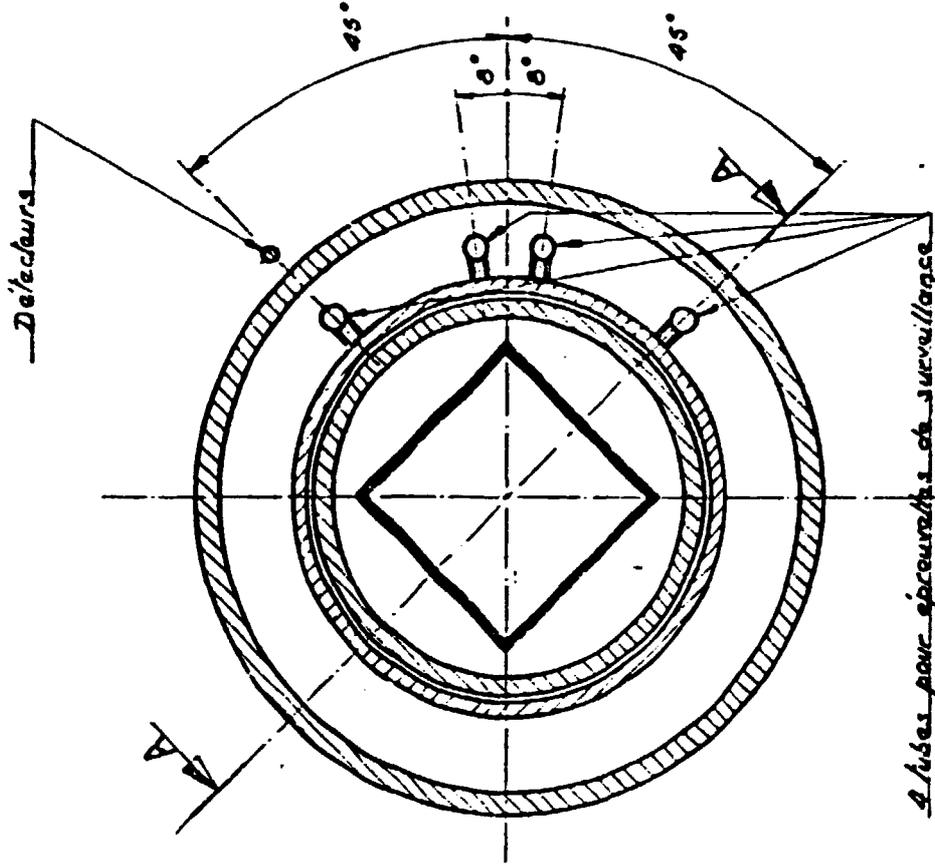
REFERENCES

- [1] C.DEVILLERS- C.DUPONT. MERCURE 4 - Un programme de Monte Carlo à trois dimensions pour l'intégration de noyaux ponctuels d'atténuation en ligne droite. Note CEA.N 1726 (Juillet 1974).
- [2] C.DUPONT - J-C.NIMAL. MERCURE 4 - Un programme de Monte Carlo à trois dimensions pour l'intégration de noyaux ponctuels d'atténuation en ligne droite. Rapport interne (juillet 1980).
- [3] C.DEVILLERS. Système ANISN - Description et mode d'utilisation du programme aux ordonnées discrètes ANISN et des programmes auxiliaires. Note CEA.N.1358 (octobre 1970).
- [4] DLC.41 RSIC - Oak-Ridge National Laboratory.
- [5] E.JUNOD (ACTIGE). Communication privée.
- [6] W.L.ZIJP and H.H.BAARD. Nuclear Data Guide for reactor neutron metrology : EUR 7164.(Edition 1979).
- [7] R.LLORET. Utilisation du niobium comme intégrateur de fluences élevées de neutrons. Présenté au Groupe de Dosimétrie EURATOM (PETTEN 1973).

Conjoints pour
épreuves de surveillance



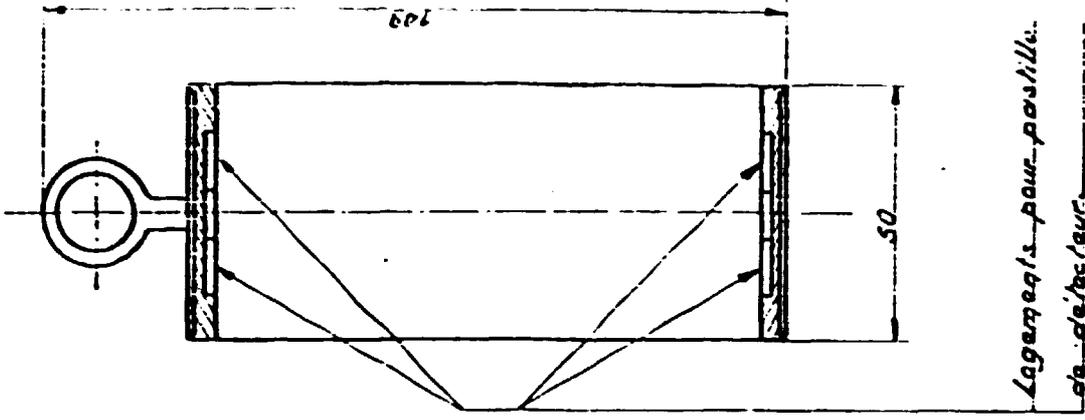
Coupe A-A



Détachés

Arbres pour épreuves de surveillance

Coupe dans le plan
méridien



Logements pour position
de détecteur

FIG. 1

FIG. 2

FIG. 3

Figure 9.4. - Spectre par unite' de lethargia.

