

COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE
INSTITUT DE PROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE
DEPARTEMENT D'ANALYSE DE SURETE



R
RAPPORT DAS N° 130e

A REAPPRAISAL OF STEAM GENERATOR
TUBE RUPTURE IN THE
FRENCH LICENSING PROCESS

M. CONTE, A. GOUFFON, P. MORIETTE*

OCDE Specialists meeting on steam generator
problems
Stockholm (Sweden) 1-5 Oct 1984
CEA-CONF--7916

RAPPORT DAS N° 130e

R1

A REAPPRAISAL OF STEAM GENERATOR
TUBE RUPTURE IN THE
FRENCH LICENSING PROCESS

M. CONTE, A. GOUFFON, P. MORIETTE*

OCDE Specialists meeting on steam generator
problems

Stockholm (Sweden)

1-5 Oct 1984

CEA-CONF--7916

*CEA/IPSN

SESSION 7.1: A REAPPRAISAL OF STEAM GENERATOR
TUBE RUPTURE IN THE FRENCH LICENSING PROCESS

M.M. CONTE, A. GOUFFON, P. MORIETTE
I.P.S.N. FRANCE

1. INTRODUCTION

In 1970, when the French PWR program was launched, the safety authorities decided that as much as possible should be gained from American experience, for design, regulation and general safety principles.

The list and classification of internal events into 4 categories which are taken into account during design complied with the American Standard: ANSI 18-2 (August 1973).

Whilst this standard list, which is drafted according to the principle of a single initiator, e.g. steam line break, has to be finalized at one stage or another so as to build the project, it should be open to change regarding any new factor which may affect the assumptions made during the list's definition.

Significant technological and theoretical improvements were based on the experience acquired from implementing and operating French nuclear reactors: 28 standardized 900 MWe reactors and then 18 standardized 1300 MWe reactors, and has been accompanied by a progressively French approach to construction, principles and evaluation of reactor safety.

This experience has been further increased by the operation of reactors worldwide and from the incidents and accidents which have occurred. In the light of this experience, the French safety authorities have reexamined this events list and have specified acceptable risks for each category of events.

As early as 1977, upon examination of the safety options submitted by Electricité de France (E.D.F) for the 1300 MWe plants and the safety evaluation of the preliminary report on the first 1300 MWe reactor (Paluel 1), safety authorities:

1) specified the risk requirements for the design:

- "As a general objective, PWR design should aim at a probability of unacceptable consequences of less than 10^{-6} per reactor per year".
- "if the utility decides not to take into account in the design a "family of events", it must demonstrate that its probability to induce unacceptable consequences is less than 10^{-7} per reactor/year".

2) accepted the values proposed by the designer in respect of radiological effects associated to category III and IV events.

Table 1 summarizes the classification which associates frequency of and consequences from the situations used for the design.

Table 1

Class	Annual Occurrence	Radiological Consequences
I and II	$< 10^{-2}$	Authorized releases
III	$10^{-2} < F < 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-5}$ SV whole body dose (500 mrem)
IV	$10^{-4} < F < 10^{-6}$	$15 \cdot 10^{-2}$ SV wbd in 2 hours at the limits of the site (15 rem)

3) estimated that a total break of a steam generator tube, would correspond to a primary break with a diameter of around 17 mm, did not appear to be less likely than small breaks in the primary circuit having diameters between 9.5 and 25 mm. Hence this event should be classed under category III.

During this period, around 40 steam generator tube incidents occurred, for which the corresponding primary/secondary leak rates were measured or estimated.

Since then, a broad study has been made by the safety authorities to specify the steam generator tube rupture events which shall be included in the design of the plant and to define the criteria and any changes to be made for the installation to satisfy the risk requirements set for the design.

This study also enabled identification of certain cumulated failures which had not been taken into account under conventional design and which were deemed to be sufficiently significant to warrant in-depth analysis.

2. INTRODUCTION OF GENERATOR TUBE RUPTURES IN REACTOR DESIGN

2.1 Classification of steam generator tube rupture events

The safety evaluation of nuclear power plant design should enable identification of all potential "weak spots" in the installation whose failure would be the source of radioactive releases into the environment and to determine the action necessary to mitigate the consequences.

Taking under consideration the two following points specific to PWR design, this type of "weak spot" was rapidly identified:

- steam generator tubes which take the place of the 2nd and 3rd confinement barriers are a particular design point and are an exception to the concept of 3 independent barriers usually specified between the fission products source (fuel) and the environment.

Consequently, any tube failure could induce a primary coolant leakage outside of the 3rd barrier.

- non filtered releases into the environment from steam generator safety valve discharge which can occur during an accident situation, and in particular, following the transient which occurs during tube failure.

The quantity and the activity of the releases depend on primary coolant activity and on the valve closing time.

Operating experience of pressurized water reactors bore out the fact that safety considerations on steam generator bundle strength were well founded. The incident which occurred on January 25, 1982 on the Ginna Reactor, showed the necessity of evaluating in detail all solutions which would prevent or at least mitigate any radioactive releases into the environment.

Consequently, upon the examination of the safety options submitted by EDF for a new pressurized water reactor design (N4: 1400 MWe), the French safety authorities decided that the conventional list of events to take under consideration should be amended as follows:

- failure of 1 steam generator tube: category 3 event,
- failure of 2 steam generator tubes: category 4 event.

2.2 Impact on Design and Operating Criteria

To meet these objectives, design improvements were decided and new operating criteria were required by the technical specifications.

Some of these improvements have already been implemented on the 900 and 1300 MWe reactors presently in operation and the new requirements have been enforced.

These measures contribute to an improvement in the overall safety of the plants and satisfy two fundamental in-depth defense principles: prevention of accidents and mitigation of consequences.

2.2.1 Prevention

Various preventive measures have been adopted by E.D.F. to reduce tube degradation risks.

2.2.1.1 At the design stage

- Above the tube sheet, the water flowrate has been improved by means of flow distribution baffles.

This change reduces deposit regions.

- Special tube heat treatment limits generalized corrosion phenomena.

- Fabrication residual stresses have been reduced: improvement of tube rolling and stress relieving heat treatment (of straight and small bended tubes) to reduce corrosion under stress.
- Quadrifoil tube support plates made of Z10 C13 stainless steel, prevent denting and improve secondary feedwater thermohydraulics near the tube support plates.

2.2.1.2 Improvement of secondary feedwater quality

The first incidents observed on steam generator tubes - leakage induced by stress corrosion, tube thinning due to acid corrosion - lead to the replacement of phosphate treatment of the secondary feedwater by a volatile treatment as of 1974.

The quantity of denting observed in 1976 in American reactors which had changed over to volatile treatment instigated a major research program to stop and if not, to prevent denting.

Although the conclusions drawn from this program have not been definitively established, secondary feedwater chemical specification has been decided for French reactors which is compatible with operating requirements and, a priori, sufficiently restrictive to prevent denting from occurring. This specification is now applied.

The volatile treatment adopted consists in the injection of volatile products, only, into the secondary feedwater.

- an amine (morpholine) to obtain the pH level that limits corrosion of the materials used for the vessels and piping,

- hydrazine to reduce oxygen content,

To guarantee treatment efficiency, stringent control is performed to maintain the specified chemical properties of the secondary feedwater:

- Testing of feedwater treatment: pH and acceptable morpholine level, hydrazine and oxygen concentrations.
- Testing of steam generator blowdown pollution: measurement of non-volatile impurities.

2.2.1.3 Enhanced quality control

In compliance with the requests of the French Government, a major research and development program has been undertaken to improve steam generator tube defect detection and to evaluate their hazard.

We have only just cited these controls, since the progress in these areas and results have been covered elsewhere (cf session 2: "Regulatory Requirements for Steam Generator Tube Surveillance and In-service Inspection", P. LEDERMANN, J.M. GIRES: "Contribution to the Improvement of Flaw Detection in and Sizing of Steam Generator Tubes using Eddy Current Techniques", R. LEVY, R. SAGLIO; Intercontrôle).

2.2.2 Mitigation of consequences

The radiological consequences of generator tube integrity failure can be mitigated if any or all of these conditions are fulfilled:

- primary coolant activity is low,
- tube flaw detection is rapid,
- release time is short,
- operating procedure is suitable and easily implemented.

2.2.2.1 Primary coolant activity

Operating experience shows that all reactors operate with failed fuel elements.

To mitigate the releases into the environment, primary coolant activity, which depends on the number and seriousness of the fuel failures and on the reactor operation, should be kept as low as possible and still be compatible with the reactor operation.

Previously, technical specifications for continuous operating conditions required that:

- the safety authorities have to be informed and that surveillance activity be increased when the primary coolant mass activity reaches $4.44 \cdot 10^9$ Bq (0.12 Ci/t) in I 131 equivalent and $3.7 \cdot 10^{11}$ Bq (10 Ci/t) in rare gas activity,
- the value, $3.7 \cdot 10^{10}$ Bq (1 Ci/t) in I 131 equivalent and $1.11 \cdot 10^{13}$ Bq (300 Ci/t) rare gas activity must not be exceeded.

When these values are exceeded, various operating constraints are applied: reduction of operating time, no load follow operation, new corrective actions and surveillance.

Hot shutdown status was required for the reactor within 6 hours after primary coolant activity exceeded $1.11 \cdot 10^{11}$ Bq (3 Ci/t) in I 131 equivalent.

Since July 1980, additional limitations have been imposed. They are based on the mass activity of the primary coolant measured under continuous operation conditions and require reactor shutdown:

- during reactor start-up, activity shall not exceed:

1.11 10^9 Bq (0.03 Ci/t) in I 131 equivalent

9.25 10^{10} Bq (2.5 Ci/t) total of rare gases.

- When the mean value of mass activity in I 131 equivalent reaches 2.22 10^{10} Bq (0.6 Ci/t), as computed from the start of the cycle, the reactor is shut down within 2 months.
- When this same mean value reaches 2.96 10^9 Bq (0.08 Ci/t), the reactor is shut down within 15 days.

Furthermore, to foresee any occurrence of a serious tube leakage or degradation of minor failures, it is specified that:

- When instaneous mass activity in I131 equivalent exceeds 1.85 10^{10} Bq (0.5 Ci/t) and 1.48 10^{12} Bq (40 Ci/t) for rare gases, the reactor shall be shutdown within 48 hours.
- When these same values reach 1.11 10^{11} Bq (3 Ci/t) and 9.25 10^{12} Bq (250 Ci/t), respectively, the reactor shall be shutdown within 6 hours.

The utility must inform safety authorities whenever the values specified in the technical specifications are reached.

To satisfy these operating rules, which limit the maintenance of failed fuels in the reactor, specifications on the quality control and elimination of failed assemblies during reactor loading has been established by the EDF. Studies made by EDF have lead to the establishment of a relationship between primary coolant activity, the number and location of failures. This relationship enables determination of rod leak rate, λ_g , which is representative of the fission products transfer time into the primary coolant.

This initial cladding material estimate is checked out during the sipping tests and enables discard of assemblies with serious failures (λ_g near $10^{-2} s^{-1}$).

Application of these rules on the 25 plants in operation have confirmed the soundness of this approach and has enabled significant improvements in the accuracy of failure's detection and location of failed fuel rods.

2.2.2.2 Detection of steam generator tube flaws during operation

During operation, several tests enable detection of flaws which occur on the steam generator bundle: primary/secondary total leakage, activity measurements made on the steam generator secondary-side, from the condenser and blowdowns.

Measurements from the condenser are accurate and involve no time delay. However, they are insufficient when taken alone, for operation under accident conditions. Moreover, measurement is inoperative after steam isolation or if the condenser is unavailable.

Continuous measuring of activity has been installed on each steam generator blowdown to improve location and rapid isolation of a faulty steam generator. This additional information also facilitates implementation of accident procedures.

2.2.2.3 Mitigation of releases

The radiological consequences of steam generator tube failures are related to the actuation of the steam generator isolation devices.

Since efficient filtration cannot be installed between the active devices and the environment, the release value is dependent on the closing capacity of these devices, i.e., their qualification. To fulfill this qualification, a special loop is now under construction; next year operation tests on the safety valves in steam phase will be carried out under conditions simulating accident conditions.

Regarding water discharge problems, studies have been undertaken so as to be able to determine the safety margins with respect to the risk of filling steam generators with water and will determine if qualification of active devices under this type of operation is necessary.

The preliminary results have shown that in the event of failure of one tube, the risk of filling the generator with water is low, even negligible.

2.2.2.4 Operating procedure

Plant design and evaluation of radioactive releases are based on accident studies whose effect on the plant and the environment are considered as envelopes of the consequences of all accidents of the same category. There was no cumulative failure assumed in these studies.

Regarding steam generator tube failures, safety authorities requested that release evaluations should be based on a two-fold working hypotheses, one set of assumptions which maximize effects on the core and the other which maximizes releases.

These studies should be carried out in applying the following rules:

- the operation of regulation systems should be discounted to the extent that their effect will be unfavorable with respect to the consequences of the accident,
- in applying the single failure criterion, the failure of each steam generator isolating device should be considered in so far as each of these devices is actuated and any single failure which delays a drop in pressure in the cooling circuit should also be considered.
- with respect to operator actions, especially under manual operation from the control room, for actuators which are normally operated by the regulation system, no action should be required during the first 10 minutes following identification of the accident. Afterwards, operator actions will be assumed to be effective except in scenarios where they constitute the single failure to be considered.
- the total loss of external electrical power supplies during an emergency shutdown should be foreseen.

The progress made in this direction is given in the lecture by Mrs. N. TELLIER and Mr. M.C. ZILLIOK: "Steam Generator Tube Rupture: Studies to improve Plant Procedure" (Session 3).

The design improvements that should result from these studies will be introduced in the design of the new project N4 and the feasibility of retrofitting them to existing plants will be examined.

3. CONSIDERATION OF CUMULATIVE FAILURES

The probability of the occurrence of the event "single generator tube rupture" has been estimated to be several 10^{-3} per reactor per year. To take a census of the set of scenarios whose frequency is estimated at being greater than 10^{-7} per reactor per year, the multiple failures likely to occur in a plant have to be taken into consideration. Although these cumulative failures are never requested to justify the PWR design, the French safety authorities have deemed that such studies should be made for the new project N4. Given the complexity and the number of possible combinations, it has been decided to analyze two accidents whose radioactive consequences were estimated to amply cover those caused by potential multiple failures:

- non-isolatable steam pipe break, cumulated over 1,2 or 10 steam generator tubes,
- single steam generator tube failure cumulated with a steam generator safety valve open.

The results of these studies will be taken into consideration for the design of 1400 MWe reactors.

4. CONCLUSION

The principles adopted in France for operating pressurized water reactors are: priority is given to safeguarding the core in association with low core activity with respect to fission products (clean core concept) changes in design and qualification testing of present or scheduled discharge devices tend towards improved safety by contributing to mitigating the radioactive consequences of steam generator tube rupture accidents.

Further, studies now underway for evaluating, under penalizing assumptions, releases related to steam generator tube failure accidents cumulated with or without a steam pipe break will provide the data needed to decide any new changes in design.

Finally, analysis of the operating experience should enable the validation of the solutions adopted and if necessary their improvement.

DESTINATAIRES

DIFFUSION CEA

M. le Haut Commissaire	DERS Cadarache
DSE	SES Cadarache
DDS	SERE Cadarache
IPSN	SIES Cadarache
IPSN/D.SN	SESRU Cadarache
IPSN/D.SN : M. CANDES	SRSC Valduc
IPSN/D.SN : M. PELCE	SEAREL
IPSN/D.SN : M. SCHMITT	IPSN/D.Pr/FaR
DAS	DPS/FaR
LEFH	DPT/FaR
SASR	UDIN/VALRHO
SASCEL	DEDR Saclay
SAF	DRNR Cadarache
SAER	DRE Cadarache
SGNR	DER Cadarache
SAREP	DEMT Saclay
BRTSN	DMECN/DIR Cadarache
SASICC	DMECN Saclay
SASLU	DTCE Grenoble
SASLU/VALRHO	DSMN/FaR
SASLU/SPI	Service Documentation Saclay
SEC	
SESECT	
SAED/FAR	

DIFFUSION HORS CEA

Secrétariat Général du Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire : M. AUGUSTIN
Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires : M. de TORQUAT (+ 3 ex.)
Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires - FAR
Direction Générale de l'Energie et des Matières Premières : M. FRIGOLA
Conseil Général des Mines : M. MEO
FRAMATOME : M. le Directeur Général
NOVATOME : M. le Directeur Général
TECHNICATOME : M. le Directeur Général
TECHNICATOME : Service Documentation
EDF / Etudes et Recherches
EDF / SEPTEN (2 ex.)
EDF / SPT
M. SCHNURER - Bundes Ministerium des Innern - BONN (RFA)
M. KREWER - Bundes Ministerium für Forschung und Technologie - BONN (RFA)
M. BIRKHOFFER - Technische Universität München - GARCHING (RFA)
M. KELLERMAN - Gesellschaft für Reaktorsicherheit - KOLN (RFA)
M. LEVEN - Gesellschaft für Reaktorsicherheit - KOLN (RFA)
M. LAFLEUR - U.S.N.R.C. - WASHINGTON (E.U.)
M. MINOGUE - U.S.N.R.C. - WASHINGTON (E.U.)
M. KINCHIN - U.K.A.E.A. - Safety and Reliability Directorate - RISLEY (G.B.)
M. HANNAFORD - Nuclear Installations Inspectorate - LIVERPOOL (G.B.)
M. ALONSO - Catedra de Tecnologia Nuclear - MADRID (ESPAGNE)
M. PERELLO - Consejo de Seguridad Nuclear - MADRID (ESPAGNE)
M. C. BORREGO - Département de l'Environnement - Université d'AVEIRO (PORTUGAL)
M. CARLBOM - Department of Safety and Technical Services - NYKOPING (SUEDE)
M. NASCHI - Direttore Centrale della Sicurezza Nucleare e della Protezione Sanitaria
ROMA (ITALIE)
M. TANIGUCHI - MITI (JAPON)
M. ISHIZUKA - Science & Technology Agency - Nuclear Safety Bureau (JAPON)
M. TAMURA - Science & Technology Agency - Nuclear Safety Bureau (JAPON)
M. KATSURAGI - JAERI - Center of Safety Research (JAPON)
M. HIRATA - JAERI - Center of Safety Research (JAPON)

COPIE (SANS P.J.)

M. CHAVARDES (Attaché près de l'Ambassade de France aux États-Unis)
M. FELTEN (Attaché près de l'Ambassade de France au Japon)
M. WISTNER (Attaché près de l'Ambassade de France en RFA)

RAPPORT DAS N° 130f

81

PRISE EN COMPTE DES RUPTURES DE TUBES DE
GENERATEUR DE VAPEUR DANS LA
PRATIQUE REGLEMENTAIRE FRANCAISE

M. CONTE, A. GOUFFON, P. MORIETTE*

Congrès OCDE sur les problèmes de sûreté
des générateurs de vapeur
Stockholm, 1-5 Octobre 1984

*CEA/IPSN

PRISE EN COMPTE DES RUPTURES DE TUBES
DE GENERATEUR DE VAPEUR DANS LA PRATIQUE
REGLEMENTAIRE FRANCAISE

M.M. CONTE, A. GOUFFON, P. MORIETTE
INSTITUT DE PROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE

Congrès O.C.D.E.
Stockholm
1-5 Octobre 1984

.....

I - Liminaire

Lorsque le programme électrogène de centrales à eau pressurisée a été lancé en France en 1970, il a été décidé d'utiliser au maximum l'expérience américaine, tant pour ce qui concerne la conception que la réglementation et les principes généraux de sûreté.

La liste et le classement en 4 catégories des situations internes retenues pour le dimensionnement étaient conformes à ceux présentés dans la norme américaine ANSI 18-2 (Août 1973).

Si cette liste, établie conventionnellement sur le principe d'un initiateur unique tel que la rupture d'une tuyauterie vapeur, doit être figée à un moment donné afin de permettre la réalisation d'un projet, elle doit pouvoir être modifiée au vu de tout élément nouveau susceptible de remettre en cause les hypothèses prises en compte dans sa définition.

L'amélioration des connaissances technologiques et théoriques tirées de la mise en oeuvre et du fonctionnement de l'important parc électronucléaire français : 28 réacteurs standardisés de 900 MWe puis 18 réacteurs standardisés de 1300 MWe, s'est accompagnée d'une francisation progressive des techniques de construction, de la doctrine et de l'évaluation de la sûreté des installations.

Cette expérience, complétée par celle tirée du fonctionnement des centrales nucléaires du parc mondial ainsi que des incidents et accidents survenus sur les installations, a conduit les autorités de sûreté françaises à réexaminer la liste des situations et à préciser les risques acceptables pour les diverses catégories d'évènements.

Dès 1977, lors de l'examen des options de sûreté présentées par Electricité de France pour les tranches de 1300 MWe et du premier rapport de sûreté de ce palier (Paluel 1), les autorités de sûreté ont :

- 1) précisé comme suit les objectifs de risques liés à la conception
- "La conception des centrales à eau pressurisée doit être telle que la probabilité que l'installation soit à l'origine de conséquences inacceptables soit inférieure à 10^{-6} /an/réacteur.
 - Si le concepteur décide de ne pas prendre en compte à la conception une famille d'évènements, il devra démontrer que la probabilité que cette famille soit à l'origine de conséquences inacceptables est inférieure à 10^{-7} /an/réacteur.
- 2) accepté les valeurs proposées par le concepteur pour les conséquences radiologiques associées aux situations accidentelles de catégories III et IV

Le tableau I résume le classement associant la fréquence et la gravité des situations retenues pour le dimensionnement.

Tableau I

Classe	fréquence annuelle	conséquences radiologiques
I et II	$< 10^{-2}$	rejets autorisés
III	$10^{-2} < F < 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-5}$ Sv organisme entier (500 mrem)
IV	$10^{-4} < F < 10^{-6}$	$15 \cdot 10^{-2}$ Sv organisme entier en 2 h. à la limite du site (15 rem)

- 3) estimé que la rupture totale d'un tube de générateur de vapeur, qui correspond à une brèche primaire d'un diamètre voisin de 17 mm, n'apparaissait pas moins probable que les petites brèches du circuit primaire de diamètres compris entre 9,5 et 25 mm, et devait donc, comme cet évènement, être classée en catégorie III.

A cette époque, il s'était produit près de 36 incidents de fuite de tubes de générateur de vapeur pour lesquels le débit de fuite primaire - secondaire correspondant avait été mesuré ou estimé.

Depuis lors, une réflexion a été menée par les autorités de sûreté pour préciser les événements "Rupture de tubes de générateur de vapeur" devant figurer dans la liste des situations prises en compte dans le dimensionnement de l'installation et définir les critères et les modifications éventuelles pour que l'installation satisfasse aux objectifs de risques prévus à la conception.

Cette réflexion a également permis d'identifier certains cumuls de défaillances qui, bien que non pris en compte dans le dimensionnement conventionnel, ont été estimés suffisamment importants pour faire l'objet d'analyses approfondies.

II - Prise en compte dans le dimensionnement des ruptures de tubes de générateurs de vapeur.

II.1 Classement des incidents de ruptures de tubes de générateur de vapeur

L'évaluation de la sûreté d'une centrale nucléaire doit permettre d'identifier tout "point faible" potentiel de l'installation dont la défaillance serait à l'origine de rejets radioactifs dans l'environnement, et de définir les solutions adaptées pour en limiter l'importance.

Pour les centrales à eau pressurisée, une faiblesse de conception a été rapidement identifiée, compte tenu des deux caractéristiques suivantes :

- les tubes de générateurs de vapeur qui, tenant lieu de 2ème et 3ème barrières de confinement, constituent un point singulier dans la conception faisant exception au principe des 3 barrières indépendantes normalement prévues entre la source de produits de fission (le combustible) et l'environnement.

.../...

Une rupture de tube est donc susceptible d'entraîner une fuite de fluide primaire hors de la 3ème barrière.

- le rejet direct à l'atmosphère, et donc non filtré, de l'échappement de la soupape du générateur de vapeur qui peut être sollicitée en situation accidentelle et en particulier, suite au transitoire qui se produit lors de la rupture d'un tube.

L'importance du rejet dépendra de l'activité du fluide primaire et du temps de refermeture de la soupape.

L'expérience tirée du fonctionnement des réacteurs à eau pressurisée a confirmé le bien fondé des préoccupations de sûreté relatives à la tenue du faisceau de tubes des générateurs de vapeur, et l'incident survenu le 25 janvier 1982 à la centrale de Ginna a montré la nécessité d'examiner en détail les solutions susceptibles d'éviter, ou tout au moins réduire, tout rejet radioactif dans l'environnement.

C'est pourquoi, lors de l'examen des options de sûreté présentées par EDF pour le nouveau palier à eau pressurisée (palier N4 de puissance 1400 MWe), les autorités de sûreté françaises ont décidé que la liste conventionnelle des situations à prendre en compte devait être modifiée comme suit :

- rupture de 1 tube de générateur de vapeur : situation de 3ème catégorie,
- rupture de 2 tubes de générateur de vapeur : situation de 4ème catégorie.

11.2 Impact sur la conception et les critères de fonctionnement

Pour satisfaire ces objectifs, des améliorations de conception ont été décidées et de nouveaux critères de fonctionnement ont été imposés dans les spécifications techniques d'exploitation.

.../...

Certaines de ces améliorations sont d'ores et déjà réalisées sur les tranches de 900 et 1300 MWe actuellement en exploitation, et les nouvelles exigences fonctionnelles sont appliquées.

Ces différentes mesures, qui contribuent à l'amélioration du niveau global de sûreté des installations, répondent aux deux principes fondamentaux de la défense en profondeur : la prévention des accidents et la limitation des conséquences.

11.2.1 Prévention

Pour réduire les risques de dégradation des tubes, diverses mesures préventives ont été prises par Electricité de France.

11.2.1.1 au niveau de la conception :

- amélioration du balayage de la plaque tubulaire pour réduire les zones de dépôts,
- traitement thermique spécial des tubes pour limiter les phénomènes de corrosion généralisée,
- réduction des contraintes résiduelles de fabrication : douage amélioré et traitement thermique de détensionnement (des tubes droits et petits cintres) pour réduire les risques de corrosion sous contrainte,
- plaques entretoises quadrifoliées en acier inoxydable Z10 C13 pour éviter le risque de denting, en améliorant la thermohydraulique de l'eau secondaire au voisinage des plaques.

11.2.1.2 au niveau de la qualité de l'eau du circuit secondaire

Les premiers incidents observés sur les tubes des générateurs de vapeur - fissurations par corrosion sous tension, amincissement par corrosion acide - ont conduit, dès 1974, à remplacer le traitement aux phosphates du circuit secondaire par un traitement volatil (AVT).

Devant l'ampleur des phénomènes de "denting" observés en 1976 sur les centrales américaines converties au traitement volatil, un important programme de recherche, destiné à prévenir et stopper le cas échéant ce phénomène, a été entrepris.

Bien que les conclusions de ces recherches ne soient pas encore définitivement établies, il a décidé de mettre en application sur les centrales françaises une spécification chimique du fluide secondaire compatible avec les impératifs d'exploitation et a priori suffisamment restrictive pour empêcher le denting d'apparaître.

Le conditionnement volatil choisi consiste à n'injecter dans le fluide secondaire que des espèces volatiles :

- une amine (morpholine) destinée à obtenir le pH requis pour limiter la corrosion des matériaux constituant les enceintes et tuyauteries,
- de l'hydrazine destinée à réduire l'oxygène.

Pour garantir l'efficacité de ce traitement, des contrôles très stricts du maintien des spécifications chimiques de l'eau du circuit secondaire sont imposés :

- Contrôle du conditionnement de l'eau alimentaire :
mesure du pH et de la quantité de morpholine admise, de la concentration en hydrazine et en oxygène

.../...

- Contrôle des pollutions à la purge des générateurs de vapeur : mesures des impuretés non volatiles.

11.2.1.3 au niveau des contrôles

Conformément aux demandes de l'administration française, un important programme de recherche et développement a été entrepris pour améliorer la détection des défauts des tubes de générateur de vapeur et évaluer leur nocivité.

Ces contrôles ne sont mentionnés ici que pour mémoire, l'état d'avancement de ces travaux et les résultats obtenus étant largement décrits par ailleurs (cf session 2 : "Regulatory Requirements for Steam Generator Tubes Surveillance and in Service Inspection" P-LEDERMANN, J.M. GIRES. - "Contribution to the Improvement of Flaw Detection and Sizing in Steam Generator Tubes by Eddy Currents techniques "R. LEVY", R. SAGLIO - Intercontrôle).

11.2.2 Limitation des conséquences

Les conséquences des défauts d'étanchéité des tubes de générateur seront d'autant plus limitées que

- l'activité du fluide primaire sera faible,
- la détection des défauts des tubes sera rapide,
- la durée du rejet sera écourtée,
- la procédure dont dispose l'opérateur sera bien adaptée et facilement applicable.

11.2.2.1 Activité du fluide primaire

De l'expérience tirée du fonctionnement des installations, il ressort que tous les réacteurs fonctionnent avec des ruptures de gaines.

.../...

Pour minimiser les rejets dans l'environnement, l'activité du circuit primaire, qui dépend du nombre et de l'importance des ruptures ainsi que du mode de pilotage du réacteur, doit être maintenue à une valeur aussi faible que possible et compatible avec l'exploitation de l'installation.

Initialement, les spécifications techniques d'exploitation imposaient, pour tous les modes de fonctionnement continu :

- d'informer les autorités de sûreté et de multiplier les actions de surveillance quand l'activité massique du réfrigérant primaire atteint $4,44 \cdot 10^9$ Bq (0,12 Ci/t) en équivalent I 131 et $3,7 \cdot 10^{11}$ Bq (10 Ci/t) en activité gaz rares,
- de ne pas dépasser les valeurs de $3,7 \cdot 10^{10}$ Bq (1 Ci/t) en équivalent I 131 et $1,11 \cdot 10^{13}$ Bq (300 Ci/t) en activité gaz rares.

Le dépassement de ces dernières valeurs impliquait diverses contraintes d'exploitation, à savoir : limitation de la durée du fonctionnement, non exploitation du réacteur en suivi de charge et mise en oeuvre d'actions correctives et de surveillance.

Le passage du réacteur en situation d'arrêt à chaud était imposé dans les 6 heures dès que l'activité massique du fluide primaire dépassait $1,11 \cdot 10^{11}$ Bq (3 Ci/t) en équivalent I 131.

Depuis juillet 1980, des limitations supplémentaires, basées sur l'activité massique du fluide primaire mesurée en fonctionnement continu, et prescrivant l'arrêt du réacteur, ont été notifiées aux exploitants.

- Au démarrage de l'installation, l'activité ne doit pas dépasser
 - $1,11 \cdot 10^9$ Bq (0,03 Ci/t) en équivalent I 131,
 - $9,25 \cdot 10^{10}$ Bq (2,5 Ci/t) en somme des gaz rares.

.../...

- Lorsque la valeur moyenne de l'activité massique en équivalent I 131, calculée depuis le début du cycle, atteint $2,22 \cdot 10^{10}$ Bq (0,6 Ci/t), le réacteur est mis en état d'arrêt dans les 2 mois,
- Lorsque cette même valeur moyenne atteint $2,96 \cdot 10^9$ Bq (0,08 Ci/t), le réacteur est mis en état d'arrêt dans les 15 jours.

En outre, pour tenir compte de l'éventuelle apparition d'un défaut de gaine important ou de la dégradation de petits défauts, il est précisé que

- lorsque l'activité massique instantanée en équivalent I 131 dépasse $1,85 \cdot 10^{10}$ Bq (0,5 Ci/t) et $1,48 \cdot 10^{12}$ Bq (40 Ci/t) en gaz rares, le réacteur est arrêté dans les 48 heures,
- lorsque ces mêmes valeurs atteignent respectivement $1,11 \cdot 10^{11}$ Bq (3 Ci/t) et $9,25 \cdot 10^{12}$ Bq (250 Ci/t), le réacteur est arrêté dans les 6 heures.

L'exploitant informe les autorités de sûreté chaque fois que les valeurs mentionnées dans les spécifications techniques d'exploitation sont atteintes.

Pour satisfaire ces impératifs de fonctionnement, qui limitent le maintien en réacteur de combustibles non étanches, l'exploitant a dû se fixer des spécifications de contrôle et d'élimination des assemblages défectueux lors du rechargement du réacteur. Les études menées par Electricité de France ont permis d'établir une corrélation entre l'activité du fluide primaire, le nombre, l'emplacement relatif et la gravité des défauts. Cette corrélation permet d'évaluer le taux de fuite des crayons vg, qui traduit le retard apporté au dégagement des produits de fission dans le fluide primaire.

Cette première estimation de "l'état des gaines" est vérifiée lors des contrôles effectués dans les cellules de ressuage, et conduit à l'élimination des assemblages présentant de grosses ruptures (vg voisin de 10^{-2} s^{-1}).

L'exploitaion des mesures réalisées sur les 25 tranches en fonctionnement, confirme le bien-fondé de cette approche et permet d'affiner de plus en plus les méthodes de détection et de localisation des combustibles défectueux.

III.2.2.2 Détection des défauts de tubes de générateur de vapeur en fonctionnement

Pendant le fonctionnement, plusieurs mesures permettent de déceler les défauts survenant sur le faisceau tubulaire des générateurs de vapeur : le bilan des fuites primaires secondaires, les mesures d'activité côté secondaire installées sur le condenseur et sur les circuits de purge des générateurs de vapeur. Seule cette dernière mesure permet de discriminer le générateur de vapeur affecté.

La mesure au condenseur est précise et sans retard mais est insuffisante, à elle seule, pour la conduite post - accidentelle. De plus, elle est inopérante après un isolement vapeur ou si le condenseur est indisponible.

Pour améliorer l'identification et permettre d'isoler rapidement le générateur de vapeur affecté, une mesure continue de l'activité a été installée sur la purge de chacun des générateurs de vapeur. Ces informations complémentaires facilitent également la mise en oeuvre des procédures post - accidentelles.

II.2.2.3 Limitation des rejets

Les conséquences radiologiques des ruptures de tubes de générateur de vapeur sont liées à la sollicitation des organes d'isolement du générateur de vapeur.

Comme il n'est pas possible d'interposer une filtration efficace entre ces organes actifs et l'environnement, l'importance des rejets repose

.../...

donc sur la capacité de refermeture de ces équipements, c'est à dire sur leur qualification. Pour réaliser cette qualification, une boucle spéciale est actuellement en cours de montage et devrait permettre, dès l'année prochaine, des essais de sollicitation des soupapes en phase vapeur dans des conditions représentatives des situations accidentelles.

Pour ce qui concerne les décharges en eau, des études sont engagées afin d'évaluer les marges vis-à-vis du risque de remplissage en eau des générateurs de vapeur et décider d'une éventuelle qualification des organes actifs à ce type de sollicitation.

Des premiers résultats, il ressort que, en cas de rupture d'un tube de générateur de vapeur, le risque de remplissage en eau du générateur est faible, voire même nul.

11.2.2.4 Procédure de conduite

Le dimensionnement des installations et l'évaluation des rejets radiologiques sont basés sur des études d'accidents dont les conséquences sur l'installation et dans l'environnement doivent être considérées comme enveloppes de celles des autres accidents de la même catégorie. Aucun cumui de défaillance n'est habituellement postulé dans ces études.

Pour ce qui concerne les ruptures de tubes de générateurs de vapeur, les organismes de sûreté ont demandé que l'évaluation des rejets soit faite en utilisant deux jeux d'hypothèses : l'un pour maximiser les effets sur le coeur, l'autre pour maximiser les rejets et que les études soient réalisées en appliquant les règles suivantes :

- les actions des systèmes de régulation ne seront prises en compte que dans la mesure où leurs effets seront défavorables vis-à-vis des conséquences de l'accident,

- en application du critère de défaillance unique, la défaillance de chacun des organes d'isolement du générateur de vapeur devra être envisagée, dans la mesure où cet organe est sollicité, ainsi que toute défaillance simple retardant la baisse de pression dans le circuit primaire,
- pour ce qui concerne les actions de l'opérateur, en particulier la conduite manuelle à partir de la salle de commande des actionneurs normalement sollicités par les régulations, aucune action ne devra être requise pendant les 10 premières minutes qui suivent l'identification de l'accident. Par la suite, ces actions seront supposées efficaces sauf pour les scénarios où elles constituent la défaillance simple à prendre en compte,
- la perte totale des alimentations électriques externes lors de l'arrêt d'urgence pourrait être envisagée.

L'état d'avancement de ces travaux est présenté dans la conférence de Mme N. TELLIER et M. C. ZILLIOK " Steam Generator Tube Rupture : Studies to Improve Plant Procedure" (session 3).

Les améliorations de conception qui découleraient de ces études seront prises en compte pour le palier N4 et la possibilité de leur adaptation aux tranches déjà réalisées sera examinée.

III - Prise en considération des cumuls de défaillances

La probabilité d'occurrence de l'évènement "rupture d'un tube de générateur de vapeur" a été estimée à quelques 10^{-3} par réacteur et par an. Pour recenser l'ensemble des scénarios dont la fréquence estimée serait supérieure à 10^{-7} par réacteur et par an, il est nécessaire de tenir compte des défaillances multiples susceptibles de se produire sur l'installation. Bien que de tels cumuls ne soient jamais exigés pour justifier du dimensionnement des centrales à eau pressurisée, les autorités de sûreté françaises ont estimé que de telles études devaient être entreprises pour le palier N 4. Compte tenu de la complexité et du

.../...

nombre de combinaisons possibles, il a été décidé d'étudier deux accidents dont les conséquences radiologiques ont été estimées largement enveloppées de celles correspondant aux défaillances multiples potentielles :

- la rupture d'une tuyauterie de vapeur, non isolable, cumulée à 1,2 et 10 ruptures de tubes de générateur de vapeur.
- la rupture d'un seul tube de générateur de vapeur, cumulée avec le maintien en ouverture de la soupape du générateur de vapeur.

Les résultats de ces études seront pris en compte dans la conception des tranches de 1400 MWe.

IV - Conclusions

Les principes retenus en France pour l'exploitation des centrales à eau pressurisée : priorité à la sauvegarde du cœur associée à une faible activité du cœur en produits de fission (notion de cœur propre), les modifications de conception et les essais de qualification des organes de décharge réalisés ou programmés, vont dans un sens favorable à la sûreté en contribuant à la limitation des conséquences radiologiques correspondant aux accidents de rupture de tubes de générateur de vapeur.

De plus les études actuellement en cours pour évaluer, avec des hypothèses pénalisantes, les rejets associés aux accidents de rupture de tubes de générateur de vapeur, cumulés ou non avec un accident de rupture de tuyauterie de vapeur, fourniront les données nécessaires pour décider de nouvelles modifications éventuelles à apporter à la conception.

Enfin, l'analyse de l'expérience tirée du fonctionnement des installations permettra de valider les solutions retenues et, si nécessaire, de les améliorer.

DESTINATAIRES

DIFFUSION CEA

M. le Haut Commissaire	DERS Cadarache
DSE	SES Cadarache
DDS	SERE Cadarache
IPSN	SIES Cadarache
IPSN/D.SN	SESRU Cadarache
IPSN/D.SN : M. CANDES	SRSC Valduc
IPSN/D.SN : M. PELCE	SEAREL
IPSN/D.SN : M. SCHMITT	IPSN/D.Pr/FaR
DAS	DPS/FaR
LEFH	DPT/FaR
SASR	UDIN/VALRHO
SASCEL	DEDR Saclay
SAF	DRNR Cadarache
SAER	DRE Cadarache
SGNR	DER Cadarache
SAREP	DEMT Saclay
BRTSN	DMECN/DIR Cadarache
SASICC	DMECN Saclay
SASLU	DTCE Grenoble
SASLU/VALRHO	DSMN/FaR
SASLU/SPI	Service Documentation Saclay
SEC	
SESECT	
SAED/FAR	

DIFFUSION HORS CEA

Secrétariat Général du Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire : M. AUGUSTIN
 Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires : M. de TORQUAT (+ 3 ex.)
 Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires - FAR
 Direction Générale de l'Energie et des Matières Premières : M. FRIGOLA
 Conseil Général des Mines : M. MEO
 FRAMATOME : M. le Directeur Général
 NOVATOME : M. le Directeur Général
 TECHNICATOME : M. le Directeur Général
 TECHNICATOME : Service Documentation
 EDF / Etudes et Recherches
 EDF / SEPTEN (2 ex.)
 EDF / SPT
 M. SCHNURER - Bundes Ministerium des Innern - BONN (RFA)
 M. KREWER - Bundes Ministerium für Forschung und Technologie - BONN (RFA)
 M. BIRKHOFFER - Technische Universität München - GARCHING (RFA)
 M. KELLERMAN - Gesellschaft für Reaktorsicherheit - KOLN (RFA)
 M. LEVEN - Gesellschaft für Reaktorsicherheit - KOLN (RFA)
 M. LAFLEUR - U.S.N.R.C. - WASHINGTON (E.U.)
 M. MINOGUE - U.S.N.R.C. - WASHINGTON (E.U.)
 M. KINCHIN - U.K.A.E.A. - Safety and Reliability Directorate - RISLEY (G.B.)
 M. HANNAFORD - Nuclear Installations Inspectorate - LIVERPOOL (G.B.)
 M. ALONSO - Catedra de Tecnologia Nuclear - MADRID (ESPAGNE)
 M. PERELLO - Consejo de Seguridad Nuclear - MADRID (ESPAGNE)
 M. C. BORREGO - Département de l'Environnement - Université d'AVEIRO (PORTUGAL)
 M. CARLBOM - Department of Safety and Technical Services - NYKOPING (SUEDE)
 M. NASCHI - Direttore Centrale della Sicurezza Nucleare e della Protezione Sanitaria
 ROMA (ITALIE)
 M. TANIGUCHI - MITI (JAPON)
 M. ISHIZUKA - Science & Technology Agency - Nuclear Safety Bureau (JAPON)
 M. TAMURA - Science & Technology Agency - Nuclear Safety Bureau (JAPON)
 M. KATSURAGI - JAERI - Center of Safety Research (JAPON)
 M. HIRATA - JAERI - Center of Safety Research (JAPON)

COPIE (SANS P.J.)

M. CHAVARDES (Attaché près de l'Ambassade de France aux Etats-Unis)
 M. FELTEN (Attaché près de l'Ambassade de France au Japon)
 M. MUSTNER (Attaché près de l'Ambassade de France en R.F.A.)