

**RAPPORT
TECHNIQUE
TECHNICAL
REPORT**

**CEI
IEC**

TR 62235

Première édition
First edition
2005-03

**Installations nucléaires –
Systèmes d'instrumentation et de contrôle
commande importants pour la sûreté –
Systèmes des stockages intermédiaires et
des dépôts définitifs de combustible et de
déchets nucléaires**

**Nuclear facilities –
Instrumentation and control systems
important to safety –
Systems of interim storage and final
repository of nuclear fuel and waste**



Numéro de référence
Reference number
CEI/IEC/TR 62235:2005

Numérotation des publications

Depuis le 1er janvier 1997, les publications de la CEI sont numérotées à partir de 60000. Ainsi, la CEI 34-1 devient la CEI 60034-1.

Editions consolidées

Les versions consolidées de certaines publications de la CEI incorporant les amendements sont disponibles. Par exemple, les numéros d'édition 1.0, 1.1 et 1.2 indiquent respectivement la publication de base, la publication de base incorporant l'amendement 1, et la publication de base incorporant les amendements 1 et 2.

Informations supplémentaires sur les publications de la CEI

Le contenu technique des publications de la CEI est constamment revu par la CEI afin qu'il reflète l'état actuel de la technique. Des renseignements relatifs à cette publication, y compris sa validité, sont disponibles dans le Catalogue des publications de la CEI (voir ci-dessous) en plus des nouvelles éditions, amendements et corrigenda. Des informations sur les sujets à l'étude et l'avancement des travaux entrepris par le comité d'études qui a élaboré cette publication, ainsi que la liste des publications parues, sont également disponibles par l'intermédiaire de:

- **Site web de la CEI** (www.iec.ch)
- **Catalogue des publications de la CEI**

Le catalogue en ligne sur le site web de la CEI (www.iec.ch/searchpub) vous permet de faire des recherches en utilisant de nombreux critères, comprenant des recherches textuelles, par comité d'études ou date de publication. Des informations en ligne sont également disponibles sur les nouvelles publications, les publications remplacées ou retirées, ainsi que sur les corrigenda.

- **IEC Just Published**

Ce résumé des dernières publications parues (www.iec.ch/online_news/justpub) est aussi disponible par courrier électronique. Veuillez prendre contact avec le Service client (voir ci-dessous) pour plus d'informations.

- **Service clients**

Si vous avez des questions au sujet de cette publication ou avez besoin de renseignements supplémentaires, prenez contact avec le Service clients:

Email: custserv@iec.ch
Tél: +41 22 919 02 11
Fax: +41 22 919 03 00

Publication numbering

As from 1 January 1997 all IEC publications are issued with a designation in the 60000 series. For example, IEC 34-1 is now referred to as IEC 60034-1.

Consolidated editions

The IEC is now publishing consolidated versions of its publications. For example, edition numbers 1.0, 1.1 and 1.2 refer, respectively, to the base publication, the base publication incorporating amendment 1 and the base publication incorporating amendments 1 and 2.

Further information on IEC publications

The technical content of IEC publications is kept under constant review by the IEC, thus ensuring that the content reflects current technology. Information relating to this publication, including its validity, is available in the IEC Catalogue of publications (see below) in addition to new editions, amendments and corrigenda. Information on the subjects under consideration and work in progress undertaken by the technical committee which has prepared this publication, as well as the list of publications issued, is also available from the following:

- **IEC Web Site** (www.iec.ch)
- **Catalogue of IEC publications**

The on-line catalogue on the IEC web site (www.iec.ch/searchpub) enables you to search by a variety of criteria including text searches, technical committees and date of publication. On-line information is also available on recently issued publications, withdrawn and replaced publications, as well as corrigenda.

- **IEC Just Published**

This summary of recently issued publications (www.iec.ch/online_news/justpub) is also available by email. Please contact the Customer Service Centre (see below) for further information.

- **Customer Service Centre**

If you have any questions regarding this publication or need further assistance, please contact the Customer Service Centre:

Email: custserv@iec.ch
Tel: +41 22 919 02 11
Fax: +41 22 919 03 00

RAPPORT
TECHNIQUE
TECHNICAL
REPORT

CEI
IEC

TR 62235

Première édition
First edition
2005-03

**Installations nucléaires –
Systèmes d'instrumentation et de contrôle
commande importants pour la sûreté –
Systèmes des stockages intermédiaires et
des dépôts définitifs de combustible et de
déchets nucléaires**

**Nuclear facilities –
Instrumentation and control systems
important to safety –
Systems of interim storage and final
repository of nuclear fuel and waste**

© IEC 2005 Droits de reproduction réservés — Copyright - all rights reserved

Aucune partie de cette publication ne peut être reproduite ni utilisée sous quelque forme que ce soit et par aucun procédé, électronique ou mécanique, y compris la photocopie et les microfilms, sans l'accord écrit de l'éditeur.

No part of this publication may be reproduced or utilized in any form or by any means, electronic or mechanical, including photocopying and microfilm, without permission in writing from the publisher.

International Electrotechnical Commission, 3, rue de Varembe, PO Box 131, CH-1211 Geneva 20, Switzerland
Telephone: +41 22 919 02 11 Telefax: +41 22 919 03 00 E-mail: inmail@iec.ch Web: www.iec.ch



Commission Electrotechnique Internationale
International Electrotechnical Commission
Международная Электротехническая Комиссия

CODE PRIX
PRICE CODE

W

*Pour prix, voir catalogue en vigueur
For price, see current catalogue*

SOMMAIRE

AVANT-PROPOS.....	4
INTRODUCTION.....	8
1 Domaine d'application	12
2 Termes et définitions	12
3 Etude générale des pratiques courantes	14
4 Description des différentes applications	14
4.1 Entreposage dans les centrales nucléaires.....	14
4.1.1 Entreposage à sec du combustible nucléaire utilisé.....	14
4.1.2 Entreposage des déchets d'exploitation et de démantèlement radioactifs ..	22
4.2 Entreposage dans les installations de stockage intermédiaire.....	30
4.2.1 Entreposage sous eau du combustible nucléaire utilisé (exemples de la Suède).....	30
4.3 Entreposage dans les installations de retraitement	46
4.3.1 Entreposage sous eau du combustible nucléaire utilisé	46
4.4 Entrepôts définitifs de déchets radioactifs d'exploitation et de démantèlement.....	56
4.4.1 Exemple de la Suède: Description de l'installation	56
4.5 Conditionnement	58
4.6 Entrepôts accessibles de combustible nucléaire utilisé.....	58
4.6.1 Entrepôt profond dans le granit	58
4.6.2 Entrepôt sous une montagne volcanique	62
4.6.3 Entrepôt dans l'argile	64
4.7 Transport	66
4.7.1 Transport terrestre du combustible nucléaire utilisé.....	66
4.7.2 Transport maritime du combustible nucléaire utilisé et des déchets d'exploitation radioactifs (exemples de la Suède).....	68
5 Conclusions	70
 Bibliographie	 74
 Figure 1 – Château de stockage classique	 14
Figure 2 – Exemple de couvercle interne de château boulonné	16
Figure 3 – Chambre horizontale classique d'entreposage de conteneurs de stockage à sec...	20
Figure 4 – CLAB, installation de stockage intermédiaire pour combustible nucléaire utilisé en Suède (stockage sous eau).....	32
Figure 5 – Modèle d'entrepôt définitif pour déchets d'exploitation radioactifs (SFR).....	58
Figure 6 – Système suédois d'entrepôt profond	60
Figure 7 – Le système d'entreposage est constitué des sous système combustible, conteneur, tunnel de stockage/matériaux de remplissage et géosphère.....	62
Figure 8 – Entrepôt provisoire, transport et dépôt définitif de combustible nucléaire utilisé et de déchets de haut niveau radioactif (exemple de Yucca Mountain)	64
Figure 9 – Laboratoire souterrain français d'étude du stockage dans l'argile des déchets de haut niveau radioactif à vie longue (HLW-LL).....	66
Figure 10 – Conteneur traditionnel de transport du combustible utilisé.....	68
Figure 11 – Système suédois de transport du combustible nucléaire utilisé et des déchets d'exploitation radioactifs	70

CONTENTS

FOREWORD.....	5
INTRODUCTION.....	9
1 Scope	13
2 Terms and definitions	13
3 General survey of existing practices.....	15
4 Description of the different applications.....	15
4.1 Storage at nuclear power plants.....	15
4.1.1 Dry storage of spent nuclear fuel.....	15
4.1.2 Storage of radioactive operational and decommissioning waste.....	23
4.2 Storage at interim storage facilities	31
4.2.1 Wet storage of spent nuclear fuel (examples from Sweden)	31
4.3 Storage at reprocessing facilities	47
4.3.1 Wet storage of spent nuclear fuel	47
4.4 Final repositories for radioactive operational and decommissioning waste.....	57
4.4.1 Example of Sweden: Description of the facility	57
4.5 Packaging	59
4.6 Retrievable repositories for spent nuclear fuel.....	59
4.6.1 Deep repositories in granite	59
4.6.2 Repository in a volcanic mountain	63
4.6.3 Repository in clay	65
4.7 Transportation.....	67
4.7.1 Land carriage of spent nuclear fuel.....	67
4.7.2 Sea carriage of spent nuclear fuel and radioactive operational waste (for example, from Sweden)	69
5 Conclusions	71
 Bibliography	 75
 Figure 1 – Typical storage cask.....	 15
Figure 2 – Example of bolted-lid internal cask	17
Figure 3 – Typical horizontal vault for dry storage containers.....	21
Figure 4 – CLAB: the interim storage facility for spent nuclear fuel in Sweden (wet storage).....	33
Figure 5 – Layout for the final repository for radioactive operational waste (SFR).....	59
Figure 6 – Swedish system for a deep repository.....	61
Figure 7 – The repository system consists of the subsystems fuel, canister, buffer/backfill and geosphere	63
Figure 8 – Spent nuclear fuel and high-level radioactive waste temporary storage, transportation, and disposal (for example, Yucca Mountain).....	65
Figure 9 – French underground laboratory for studies in clay storage of long-lived high level waste (HLW-LL).....	67
Figure 10 – Typical spent fuel transport container.....	69
Figure 11 – Swedish transport system for spent nuclear fuel and radioactive operational waste	71

COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE

INSTALLATIONS NUCLÉAIRES – SYSTÈMES D'INSTRUMENTATION ET DE CONTRÔLE COMMANDE IMPORTANTES POUR LA SÛRETÉ – SYSTÈMES DES STOCKAGES INTERMÉDIAIRES ET DES DÉPÔTS DÉFINITIFS DE COMBUSTIBLE ET DE DÉCHETS NUCLÉAIRES

AVANT-PROPOS

- 1) La Commission Electrotechnique Internationale (CEI) est une organisation mondiale de normalisation composée de l'ensemble des comités électrotechniques nationaux (Comités nationaux de la CEI). La CEI a pour objet de favoriser la coopération internationale pour toutes les questions de normalisation dans les domaines de l'électricité et de l'électronique. A cet effet, la CEI – entre autres activités – publie des Normes internationales, des Spécifications techniques, des Rapports techniques, des Spécifications accessibles au public (PAS) et des Guides (ci-après dénommés "Publication(s) de la CEI"). Leur élaboration est confiée à des comités d'études, aux travaux desquels tout Comité national intéressé par le sujet traité peut participer. Les organisations internationales, gouvernementales et non gouvernementales, en liaison avec la CEI, participent également aux travaux. La CEI collabore étroitement avec l'Organisation Internationale de Normalisation (ISO), selon des conditions fixées par accord entre les deux organisations.
- 2) Les décisions ou accords officiels de la CEI concernant les questions techniques représentent, dans la mesure du possible, un accord international sur les sujets étudiés, étant donné que les Comités nationaux de la CEI intéressés sont représentés dans chaque comité d'études.
- 3) Les Publications de la CEI se présentent sous la forme de recommandations internationales et sont agréées comme telles par les Comités nationaux de la CEI. Tous les efforts raisonnables sont entrepris afin que la CEI s'assure de l'exactitude du contenu technique de ses publications; la CEI ne peut pas être tenue responsable de l'éventuelle mauvaise utilisation ou interprétation qui en est faite par un quelconque utilisateur final.
- 4) Dans le but d'encourager l'uniformité internationale, les Comités nationaux de la CEI s'engagent, dans toute la mesure possible, à appliquer de façon transparente les Publications de la CEI dans leurs publications nationales et régionales. Toutes divergences entre toutes Publications de la CEI et toutes publications nationales ou régionales correspondantes doivent être indiquées en termes clairs dans ces dernières.
- 5) La CEI n'a prévu aucune procédure de marquage valant indication d'approbation et n'engage pas sa responsabilité pour les équipements déclarés conformes à une de ses Publications.
- 6) Tous les utilisateurs doivent s'assurer qu'ils sont en possession de la dernière édition de cette publication.
- 7) Aucune responsabilité ne doit être imputée à la CEI, à ses administrateurs, employés, auxiliaires ou mandataires, y compris ses experts particuliers et les membres de ses comités d'études et des Comités nationaux de la CEI, pour tout préjudice causé en cas de dommages corporels et matériels, ou de tout autre dommage de quelque nature que ce soit, directe ou indirecte, ou pour supporter les coûts (y compris les frais de justice) et les dépenses découlant de la publication ou de l'utilisation de cette Publication de la CEI ou de toute autre Publication de la CEI, ou au crédit qui lui est accordé.
- 8) L'attention est attirée sur les références normatives citées dans cette publication. L'utilisation de publications référencées est obligatoire pour une application correcte de la présente publication.
- 9) L'attention est attirée sur le fait que certains des éléments de la présente Publication de la CEI peuvent faire l'objet de droits de propriété intellectuelle ou de droits analogues. La CEI ne saurait être tenue pour responsable de ne pas avoir identifié de tels droits de propriété et de ne pas avoir signalé leur existence.

La tâche principale des comités d'études de la CEI est l'élaboration des Normes internationales. Toutefois, un comité d'études peut proposer la publication d'un rapport technique lorsqu'il a réuni des données de nature différente de celles qui sont normalement publiées comme Normes internationales, cela pouvant comprendre, par exemple, des informations sur l'état de la technique.

La CEI 62235, qui est un rapport technique, a été établie par le sous-comité 45A: Instrumentation et contrôle-commande des installations nucléaires, du comité d'études 45 de la CEI: Instrumentation nucléaire.

INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION

**NUCLEAR FACILITIES –
INSTRUMENTATION AND CONTROL SYSTEMS IMPORTANT TO SAFETY –
SYSTEMS OF INTERIM STORAGE AND FINAL REPOSITORY
OF NUCLEAR FUEL AND WASTE**

FOREWORD

- 1) The International Electrotechnical Commission (IEC) is a worldwide organization for standardization comprising all national electrotechnical committees (IEC National Committees). The object of IEC is to promote international co-operation on all questions concerning standardization in the electrical and electronic fields. To this end and in addition to other activities, IEC publishes International Standards, Technical Specifications, Technical Reports, Publicly Available Specifications (PAS) and Guides (hereafter referred to as "IEC Publication(s)"). Their preparation is entrusted to technical committees; any IEC National Committee interested in the subject dealt with may participate in this preparatory work. International, governmental and non-governmental organizations liaising with the IEC also participate in this preparation. IEC collaborates closely with the International Organization for Standardization (ISO) in accordance with conditions determined by agreement between the two organizations.
- 2) The formal decisions or agreements of IEC on technical matters express, as nearly as possible, an international consensus of opinion on the relevant subjects since each technical committee has representation from all interested IEC National Committees.
- 3) IEC Publications have the form of recommendations for international use and are accepted by IEC National Committees in that sense. While all reasonable efforts are made to ensure that the technical content of IEC Publications is accurate, IEC cannot be held responsible for the way in which they are used or for any misinterpretation by any end user.
- 4) In order to promote international uniformity, IEC National Committees undertake to apply IEC Publications transparently to the maximum extent possible in their national and regional publications. Any divergence between any IEC Publication and the corresponding national or regional publication shall be clearly indicated in the latter.
- 5) IEC provides no marking procedure to indicate its approval and cannot be rendered responsible for any equipment declared to be in conformity with an IEC Publication.
- 6) All users should ensure that they have the latest edition of this publication.
- 7) No liability shall attach to IEC or its directors, employees, servants or agents including individual experts and members of its technical committees and IEC National Committees for any personal injury, property damage or other damage of any nature whatsoever, whether direct or indirect, or for costs (including legal fees) and expenses arising out of the publication, use of, or reliance upon, this IEC Publication or any other IEC Publications.
- 8) Attention is drawn to the Normative references cited in this publication. Use of the referenced publications is indispensable for the correct application of this publication.
- 9) Attention is drawn to the possibility that some of the elements of this IEC Publication may be the subject of patent rights. IEC shall not be held responsible for identifying any or all such patent rights.

The main task of IEC technical committees is to prepare International Standards. However, a technical committee may propose the publication of a technical report when it has collected data of a different kind from that which is normally published as an International Standard, for example, "state of the art".

IEC 62235, which is a technical report, has been prepared by subcommittee 45A: Instrumentation and control of nuclear facilities, of IEC technical committee 45: Nuclear instrumentation.

Le texte de ce rapport technique est issu des documents suivants:

Projet d'enquête	Rapport de vote
45A/538/DTR	45A/552/RVC

Le rapport de vote indiqué dans le tableau ci-dessus donne toute information sur le vote ayant abouti à l'approbation de ce rapport technique.

Cette publication a été rédigée selon les Directives ISO/CEI, Partie 2.

Le comité a décidé que le contenu de cette publication ne sera pas modifié avant la date de maintenance indiquée sur le site web de la CEI sous «<http://webstore.iec.ch>» dans les données relatives à la publication recherchée. A cette date, la publication sera

- reconduite;
- supprimée;
- remplacée par une édition révisée, ou
- amendée.

The text of this technical report is based on the following documents:

Enquiry draft	Report on voting
45A/538/DTR	45A/552/RVC

Full information on the voting for the approval of this technical report can be found in the report on voting indicated in the above table.

This publication has been drafted in accordance with the ISO/IEC Directives, Part 2.

The committee has decided that the contents of this publication will remain unchanged until the maintenance result date indicated on the IEC web site under "<http://webstore.iec.ch>" in the data related to the specific publication. At this date, the publication will be

- reconfirmed;
- withdrawn;
- replaced by a revised edition, or
- amended.

INTRODUCTION

0.1 Contexte technique, questions importantes et structure du document

Le marché concernant les installations nucléaires autres que les centrales de puissance est aujourd'hui en pleine expansion. Considérant l'état de l'art actuel relatif aux usines de retraitement, de stockage intermédiaire ou d'enrobage et aux dépôts définitifs des déchets d'exploitation ou du combustible nucléaire usé, on constate que celui-ci repose sur les normes utilisées et développées pour les centrales nucléaires de puissance. Ce rapport technique constitue une revue des autres types d'installations nucléaires.

0.2 Position du présent document dans la collection de normes du SC 45A

Ce rapport technique étant le premier document traitant du nouveau domaine des installations de retraitement, de stockage intermédiaire ou d'enrobage et de dépôts définitifs, il n'est formellement lié à aucun autre document du SC 45A. Comme rapport technique, il est situé au quatrième niveau de la structure documentaire du SC 45A.

Pour plus de détails sur cette structure documentaire, voir ci-dessous l'Article 0.4 de cette introduction.

0.3 Recommandations et limites relatives à l'application de ce rapport technique

Aucune recommandation particulière concernant l'application de ce rapport technique n'est formulée.

0.4 Description de la structure de la collection des normes du SC 45A et relations avec les autres documents de la CEI, de l'AIEA et de l'ISO

Le document de niveau supérieur de la collection de normes produites par le SC 45A est la CEI 61513. Cette norme traite des exigences relatives aux systèmes et équipements d'instrumentation et de contrôle commande (systèmes d'I&C) utilisés pour accomplir les fonctions importantes pour la sûreté des centrales nucléaires. La CEI 61513 structure la collection de normes du SC 45A.

La CEI 61513 fait directement référence aux autres normes du SC 45A traitant de sujets génériques, tels que la catégorisation des fonctions et le classement des systèmes, la qualification, la séparation des systèmes, les défaillances de cause commune, les aspects logiciels et les aspects matériels relatifs aux systèmes informatisés, et la conception des salles de commande. Il convient de considérer que ces normes, de second niveau, forment, avec la norme CEI 61513, un ensemble documentaire cohérent.

Au troisième niveau, les normes du SC 45A qui ne sont pas référencées directement par la CEI 61513 sont relatives à des matériels particuliers, à des méthodes ou à des activités spécifiques. Généralement, ces documents, qui font référence aux documents de deuxième niveau pour les activités génériques, peuvent être utilisés de façon isolée.

Un quatrième niveau qui est une extension de la collection de normes du SC 45A correspond aux rapports techniques, qui ne sont pas normatifs.

INTRODUCTION

0.1 Technical background, main issues and organization of the document

There is a growing market for nuclear facilities other than nuclear power plants (NPPs) in the world today. Up till now, these plants for reprocessing, interim storage or encapsulation and final repositories for operational waste or spent nuclear fuel because of their state of the art rely on standards used and developed for NPPs. This technical report is a review of these other types of nuclear facilities.

0.2 Situation of the current document in the structure of the SC 45A standard series

This technical report being the first document tackling the new domain of the plants for reprocessing, interim storage or encapsulation and final repositories, it is formally related to no other SC 45A document. As a technical report, it is situated at the fourth level of the SC 45A standard series structure.

For more details on the structure of the SC 45A standard series see Clause 0.4 of this introduction.

0.3 Recommendations and limitations regarding the application of this technical report

No particular recommendation could be formulated for the application of this technical report.

0.4 Description of the structure of the SC 45A standard series and relationships with other IEC documents and documents from IAEA, ISO

The top-level document of the SC 45A standard series is IEC 61513. It provides general requirements for instrumentation and control (I&C) systems and equipment that are used to perform functions important to safety in NPPs. IEC 61513 structures the SC 45A standard series.

IEC 61513 refers directly to other SC 45A standards for general topics related to categorization of functions and classification of systems, qualification, separation of systems, defence against common cause failure, software aspects of computer-based systems, hardware aspects of computer-based systems, and control-room design. The standards referenced directly at this second level should be considered together with IEC 61513 as a consistent document set.

At a third level, SC 45A standards not directly referenced by IEC 61513 are standards related to specific equipment, technical methods or specific activities. Usually these documents, which make reference to second-level documents for general topics, can be used on their own.

A fourth level extending the SC 45A standard series corresponds to the technical reports, which are not normative.

La CEI 61513 a adopté une présentation similaire à celle de la CEI 61508, avec un cycle de vie et de sûreté global, un cycle de vie et de sûreté des systèmes, et une interprétation des exigences générales de la CEI 61508-1, de la CEI 61508-2 et de la CEI 61508-4 pour le secteur nucléaire. La conformité à la CEI 61513 facilite la compatibilité avec les exigences de la CEI 61508 telles qu'elles ont été interprétées dans l'industrie nucléaire. Dans ce cadre, la CEI 60880 et la CEI 62138 correspondent pour l'application sectorielle au nucléaire à la CEI 61508-3.

La CEI 61513 fait référence aux normes ISO ainsi qu'au document AIEA 50-C-QA pour ce qui concerne l'assurance qualité.

Les normes produites par le SC 45A sont élaborées de façon à être en accord avec les principes de sûreté fondamentaux du code AIEA sur la sûreté des centrales nucléaires, ainsi qu'avec les guides de sûreté de l'AIEA, en particulier le guide NS-R-1 "Safety of Nuclear Power Plants: Design – Requirements" et le guide NS-G-1.3 "Instrumentation and Control Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants – Safety Guide". La terminologie et les définitions utilisées dans les normes produites par le SC 45A sont conformes à celles utilisées par l'AIEA.

IEC 61513 has adopted a presentation format similar to the basic safety publication IEC 61508 with an overall safety life-cycle framework and a system life-cycle framework and provides an interpretation of the general requirements of IEC 61508-1, IEC 61508-2 and IEC 61508-4, for the nuclear application sector. Compliance with IEC 61513 will facilitate consistency with the requirements of IEC 61508 as they have been interpreted for the nuclear industry. In this framework, IEC 60880 and IEC 62138 correspond to IEC 61508-3 for the nuclear application sector.

IEC 61513 refers to ISO as well as to IAEA 50-C-QA for topics related to quality assurance.

The SC 45A standards series consistently implements and details the principles and basic safety aspects provided in the IAEA code on the safety of nuclear power plants and in the IAEA safety guides, in particular the Requirements NS-R-1, “Safety of Nuclear Power Plants: Design” and the Safety Guide NS-G-1.3, “Instrumentation and control systems important to safety in Nuclear Power Plants”. The terminology and definitions used by SC 45A standards are consistent with those used by the IAEA.

INSTALLATIONS NUCLÉAIRES – SYSTÈMES D'INSTRUMENTATION ET DE CONTRÔLE COMMANDE IMPORTANTES POUR LA SÛRETÉ – SYSTÈMES DES STOCKAGES INTERMÉDIAIRES ET DES DÉPÔTS DÉFINITIFS DE COMBUSTIBLE ET DE DÉCHETS NUCLÉAIRES

1 Domaine d'application

Ce Rapport technique fournit des lignes directrices dans le domaine des systèmes d'instrumentation et de contrôle commande (I&C) des installations de stockage intermédiaire et des dépôts définitifs de combustible usé et de déchets nucléaires, indépendamment de l'origine des matériaux entreposés. Ce Rapport technique couvre les stockages de tous les types d'installation tels que les usines de fabrication de combustible, les centrales nucléaires de puissance, les usines de retraitement, les stockages intermédiaires, les installations d'enrobage et les dépôts définitifs de déchets d'exploitation et de combustible nucléaire usé. Le document couvre aussi le stockage durant le transport. Toutes ces installations renferment différentes matières nucléaires, telles que le combustible neuf, le combustible usé, les déchets d'exploitation et autres substances et objets radioactifs divers.

2 Termes et définitions

Pour les besoins du présent document, les termes et définitions suivants s'appliquent.

2.1 système d'I&C

ensemble des matériels de commande automatique et manuelle, composé des systèmes d'instrumentation, de commande et d'information

[CEI 60964]

2.2 déchets de faible et de moyenne activité (LILW)

déchets radioactifs dont les caractéristiques radiologiques sont comprises entre celles des déchets à activité nulle et celle des déchets de haute activité. Ceux-ci peuvent être des déchets à vie longue (LILW-LL) ou des déchets à vie courte (LILW-SL)

Des caractéristiques typiques des LILW sont le niveau d'activité supérieur aux niveaux minimaux contrôlés et la puissance thermique inférieure à 2 kW/m³.

2.3 dépôt

installation nucléaire où les déchets sont mis au rebus

Dépôt géologique: installation souterraine de mise au rebus de déchets radioactifs (généralement plusieurs centaines de mètres ou plus, en dessous de la surface) dans une formation géologique stable afin d'assurer l'isolement à long terme des nucléides radioactifs de la biosphère

Dépôt proche de la surface: installation de mise au rebus de déchets radioactifs située à la surface ou à quelques dizaines de mètres en dessous de celle-ci

2.4 combustible usé

combustible nucléaire retiré du réacteur après irradiation, qui n'est plus utilisable en l'état, du fait de l'épuisement des matières fissiles, de la formation de poison ou de l'endommagement dû aux rayonnements

Combustible nucléaire irradié dans le réacteur et qui est définitivement retiré de celui-ci.

NUCLEAR FACILITIES – INSTRUMENTATION AND CONTROL SYSTEMS IMPORTANT TO SAFETY – SYSTEMS OF INTERIM STORAGE AND FINAL REPOSITORY OF NUCLEAR FUEL AND WASTE

1 Scope

This Technical Report gives guidelines for the instrumentation and control (I&C) systems of interim storage and final repository of nuclear fuel and waste, regardless of the origin of the stored material. This Technical Report covers storage at all types of facilities, such as, fuel fabrication plants, nuclear power plants, reprocessing facilities, interim storage facilities, encapsulation facilities and final repositories for operational waste and spent nuclear fuel. The document also covers storage during transportation. All these facilities contain different nuclear materials such as new fuel, spent fuel, operational waste and other miscellaneous radioactive substances and objects.

2 Terms and definitions

For the purposes of this document, the following terms and definitions apply.

2.1

I&C system

hardware implementation of automatic and manual controls, which consists of instrumentation, control and information systems

[IEC 60964]

2.2

low and intermediate level waste (LILW)

radioactive waste with radiological characteristics between those of exempt waste and high level waste. These may be long-lived waste (LILW-LL) or short-lived waste (LILW-SL)

Typical characteristics of LILW are activity levels above clearance levels and thermal power below about 2 kW/m³.

2.3

repository

nuclear facility where waste is emplaced for disposal

Geological repository: facility for radioactive waste disposal located underground (usually several hundred metres or more below the surface) in a stable geological formation to provide long-term isolation of radionuclides from the biosphere

Near surface repository: facility for radioactive waste disposal located at, or within, a few tens of metres of the earth's surface

2.4

spent fuel

nuclear fuel, removed from a reactor following irradiation, which is no longer usable in its present form because of depletion of fissile material, poison build-up or radiation damage

Nuclear fuel that has been irradiated in, and permanently removed from, a reactor core.

3 Etude générale des pratiques courantes

La pratique courante commune pour ce qui concerne les systèmes d'instrumentation et de contrôle commande (I&C) des stockages intermédiaires et des dépôts définitifs de combustible nucléaire et de déchets consiste à appliquer les normes développées pour les centrales nucléaires de puissance.

Bien des systèmes d'instrumentation et électriques utilisés pour les applications dans les stockages intermédiaires et les dépôts définitifs sont comparables à ceux utilisés pour d'autres applications commerciales.

4 Description des différentes applications

4.1 Entreposage dans les centrales nucléaires

4.1.1 Entreposage à sec du combustible nucléaire usé

4.1.1.1 Vue d'ensemble de l'installation

Le château de stockage à sec permet d'entreposer sous atmosphère de gaz inerte dans un conteneur appelé château du combustible usé qui a été refroidi dans la piscine de stockage de combustible usé pendant au moins un an. Généralement, les châteaux sont des cylindres d'acier inoxydable dont la fermeture est assurée par boulonnage ou par soudure. Le cylindre d'acier assure un confinement hermétique du combustible usé. Chaque cylindre est enveloppé par de l'acier, du béton ou un autre matériau pour protéger le personnel et le public des rayonnements. La Figure 1 fournit l'illustration d'un château de stockage classique. Certaines conceptions de château permettent l'entreposage et le transport.

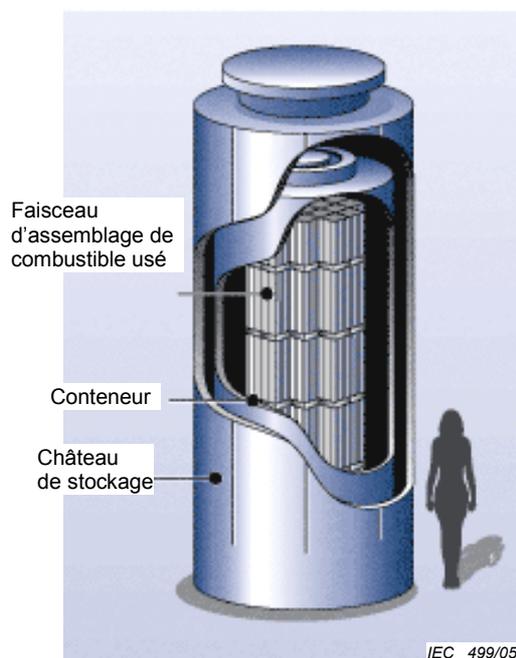


Figure 1 – Château de stockage classique

Les châteaux de stockage classiques sont des constructions multicouches constituées des enveloppes d'acier internes et externes séparées par des couches assurant la protection contre les neutrons et les rayonnements gamma. Les enveloppes d'acier internes et externes jouent le rôle d'enceinte de confinement redondante. Chaque enveloppe est fermée par un couvercle boulonné ou soudé. Les couvercles boulonnés sont habituellement fixés hermétiquement sur l'enveloppe en utilisant des joints circulaires. La Figure 2 montre une vue d'ensemble simplifiée de la conception d'un couvercle de château sec boulonné.

3 General survey of existing practices

The common existing practice for the I&C systems of interim storage and final repository of nuclear fuel and waste is to apply standards developed for NPPs.

Many of the instrumentation and electrical system applications for interim storage and final repository of nuclear fuel and waste are similar to those used in other commercial applications.

4 Description of the different applications

4.1 Storage at nuclear power plants

4.1.1 Dry storage of spent nuclear fuel

4.1.1.1 Facility overview

Dry-cask storage allows spent fuel that has already been cooled in the spent fuel pool for at least one year to be stored surrounded by inert gas inside a container called a cask. The casks are typically stainless steel cylinders that are either welded or bolted closed. The steel cylinder provides a leak-tight containment of the spent fuel. Each cylinder is surrounded by additional steel, concrete or other material to provide radiation shielding to workers and members of the public. Figure 1 illustrates a typical storage cask. Some of the cask designs can be used for both storage and transportation.

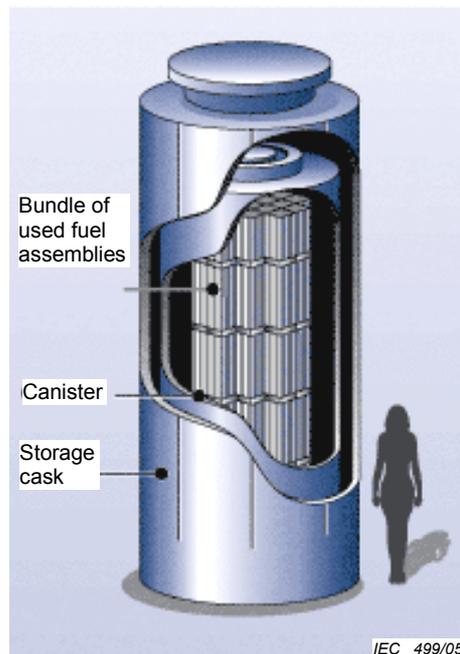
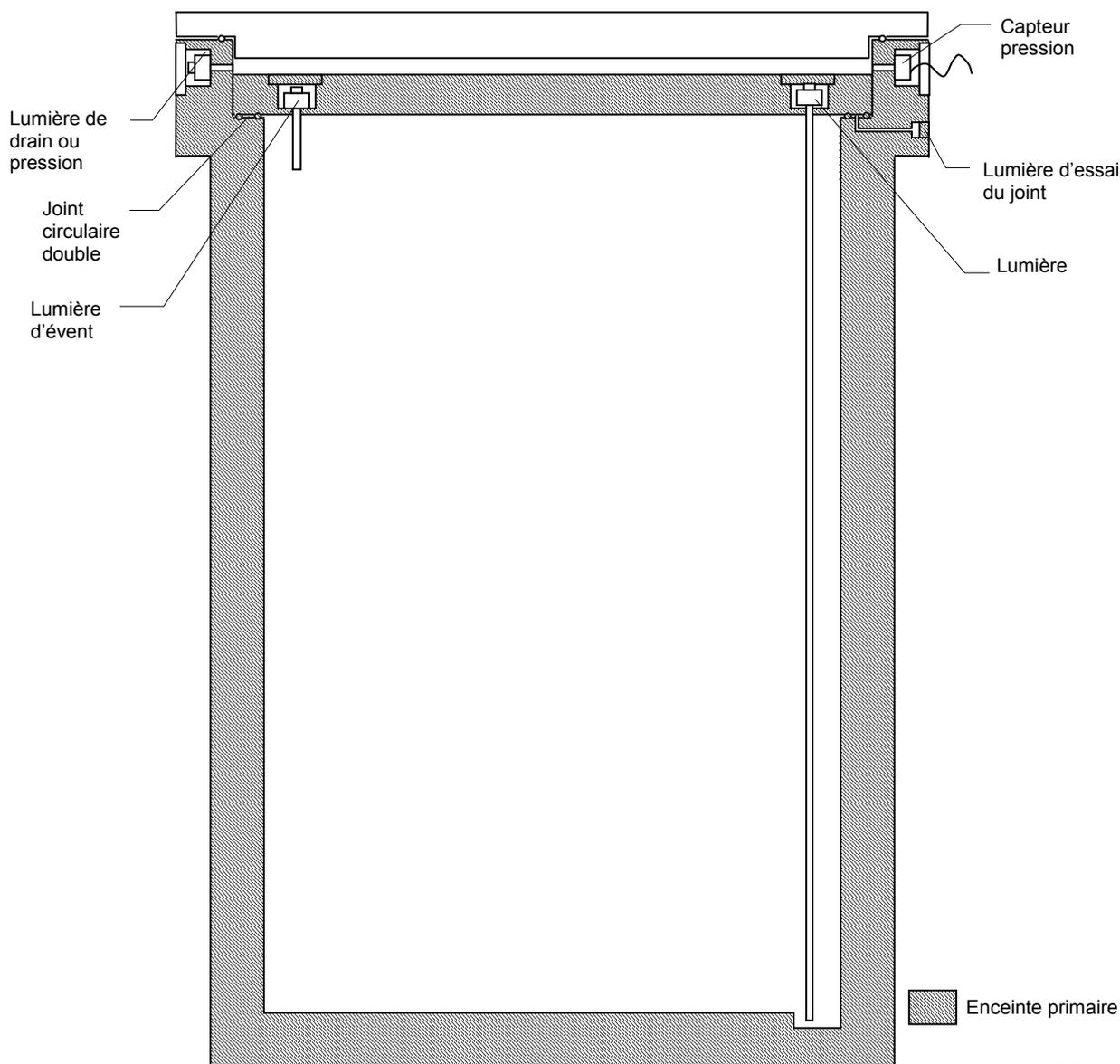


Figure 1 – Typical storage cask

Typical storage casks are multi-wall constructions consisting of inner and outer steel shells along with layers that provide gamma and neutron shielding. The inner and outer steel shells act as redundant containment boundaries. Each shell is closed by a welded or bolted lid. Bolted lids are typically sealed to the corresponding shell using o-rings. Figure 2 shows a simplified overview of a typical bolted-lid dry-cask design.

Des vannes de pénétration sont prévues à l'intérieur du château pour assurer la pressurisation et le drainage. Des vannes de pénétration supplémentaires sont prévues pour assurer le drainage et la surveillance de l'espace entre les deux couvercles. Dans la conception à couvercle boulonné, des pénétrations sont aussi habituellement prévues pour permettre la pressurisation, les essais et la surveillance du volume situé entre les joints circulaires. Hors service, ces genres de pénétrations sont fermés hermétiquement par des couvercles et des joints circulaires. On considère que contrairement aux vannes de pénétration, ces couvercles constituent une barrière de confinement.



IEC 500/05

Figure 2 – Exemple de couvercle interne de château boulonné

Pour le chargement, le château est placé dans la piscine de stockage du combustible utilisé en environnement liquide. Le processus habituel de chargement des châteaux est le suivant:

- Le combustible utilisé est placé dans la cavité du château.
- Le couvercle interne est mis en place et l'eau est chassée de la cavité du château par mise en pression de celle-ci à l'aide d'un gaz qui expulse l'eau par les drains. La pression du gaz de purge est surveillée et contrôlée pour prévenir toutes surpressions du château.

Valved penetrations are provided in the inner cask lid for pressurization and drain lines. Additional valved penetrations are provided to allow for draining and monitoring the space between the two lids. In bolted-lid designs, penetrations are also typically provided to allow for pressurizing, testing, and monitoring the volume between o-rings. When not in use, these kinds of penetrations are closed with covers and also sealed with o-rings. These covers, not the penetration valves, are considered to be the containment boundary.

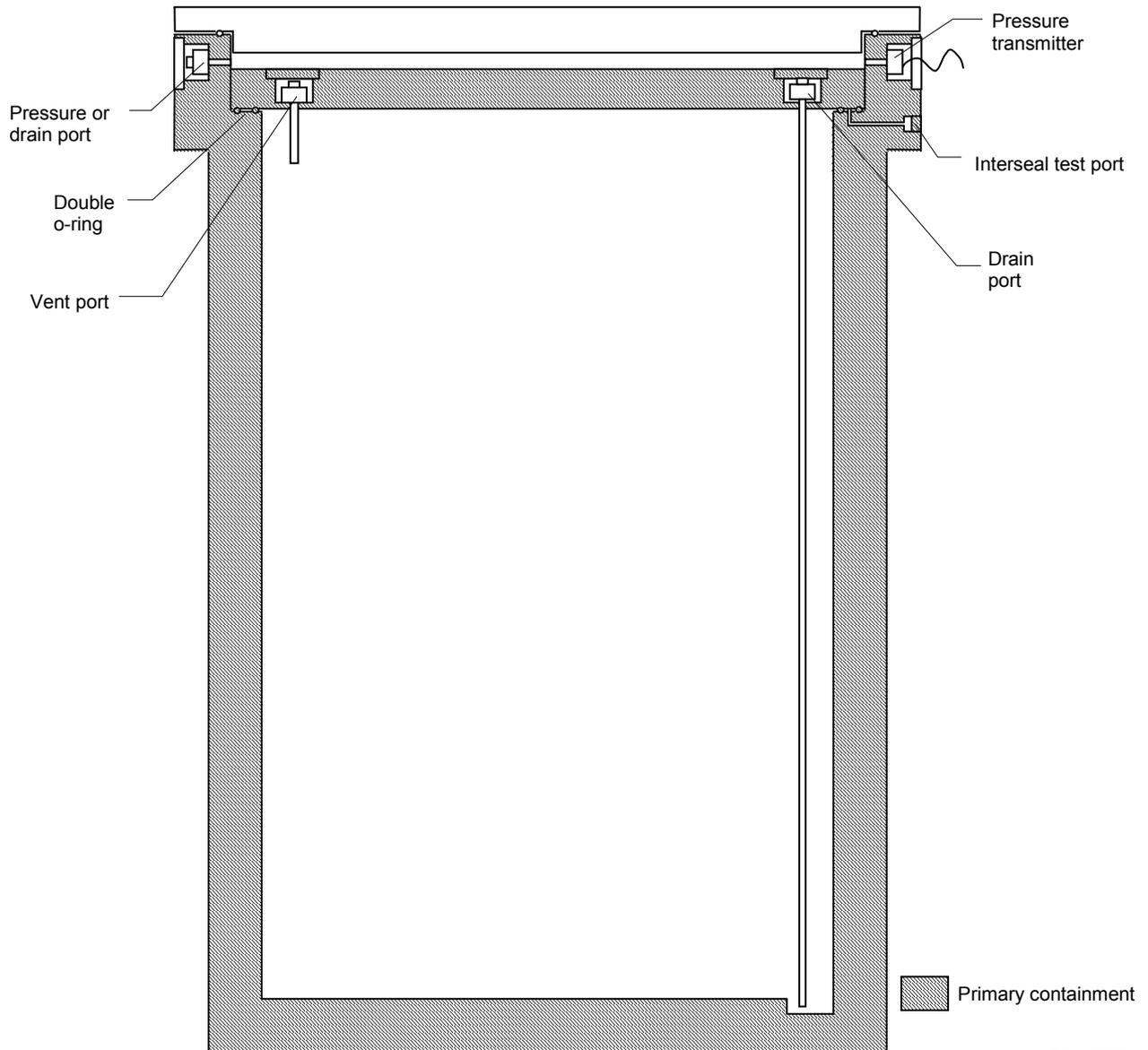


Figure 2 – Example of bolted-lid internal cask

For loading, the cask is placed into a spent fuel pool and loaded wet. The general process of loading the casks is as follows.

- Spent fuel is moved into the cask cavity.
- The inner lid is installed and water is removed from the cask cavity by pressurizing the cask with gas to force the water out through a drain line. The purge gas pressure is monitored and controlled to prevent over-pressurizing the cask.

- La cavité du château est vidée et mise sous vide pour éliminer toute eau résiduelle.
- Après confirmation du séchage de la cavité du château, la pompe à vide est arrêtée et l'évolution du vide dans la cavité est surveillée pour confirmer l'intégrité de l'enceinte primaire.
- La cavité du château est remplie d'un gaz inerte, les systèmes de couvercle des lumières de drains et d'évents sont installés.
- Le volume inter-joints entre les joints de couvercle circulaires est vidé et un détecteur de fuite est utilisé pour confirmer l'absence de fuite au niveau des joints.
- Le volume inter-joints entre les couvercles de drains et d'évents est vidé et un détecteur de fuite est utilisé pour confirmer l'absence de fuite au niveau des joints.
- Les volumes inter-joints des drains et des événements sont mis en pression à l'aide de gaz inerte et un détecteur de fuite est utilisé pour confirmer l'absence de fuite au niveau des joints et au niveau du piquage de la ligne de pressurisation.
- Le couvercle externe est mis en place.
- Le volume inter-couvercles est vidé et surveillé pour détecter toute fuite de gaz inerte sur le couvercle interne.
- Le volume inter-couvercles est pressurisé à l'aide de gaz inerte.
- Le volume inter-joints entre les joints circulaires externes est mis en surpression par rapport à la pression inter-joints interne et la baisse des pressions est surveillée pour s'assurer de l'intégrité des joints.
- Lors de la première utilisation des châteaux, des tests sont réalisés au niveau rayonnements gamma et neutrons pour confirmer l'efficacité de la protection. Cela peut être aussi une exigence lors des chargements suivants.

Une fois le combustible usé chargé et le château drainé, la cavité est mise en pression à l'aide de gaz inerte à approximativement 100 kPa, la partie située entre les deux couvercles est pressurisée à 200 kPa, et le volume entre les deux joints circulaires est pressurisé à 100 kPa. L'intégrité des joints des couvercles internes et externes peut être simplement surveillée en veillant à la pression du gaz emplissant la zone inter-couvercles. Le château est décontaminé avant transport. Une fois le château chargé, la dose contact du château peut atteindre 2 mSv/h.

Une fois les châteaux chargés, ils sont rangés en matrice. Suivant la conception, les châteaux sont placés verticalement dans des châteaux en béton comme illustré à la Figure 1; dans d'autres conceptions, les cylindres peuvent être mis horizontalement dans des chambres comme indiqué à la Figure 3. Les chambres en béton assurent une protection contre les rayonnements. Une autre conception de la matrice consiste à orienter les châteaux verticalement sur la dalle de béton du site d'entreposage des châteaux et à ajouter des cylindres d'acier et de béton externes pour assurer la protection contre les rayonnements. L'entreposage peut être constitué d'un seul château ou de plus d'une centaine disposés en matrice. Des exigences de distances minimales sont respectées pour contrôler le champ maximal de rayonnements entre châteaux et le champ maximal en limite de site d'entreposage. Dans le cas de stockages utilisant au niveau conception des couvercles boulonnés, soit des capteurs de pression peuvent être placés dans la zone inter-couvercles et connectés à un système de surveillance et d'alarme, soit une surveillance périodique peut être effectuée pour s'assurer que les fuites au niveau des joints de fermeture restent dans des limites acceptables.

- The cask cavity is evacuated and held at vacuum for a while to remove any residual water.
- After the cask cavity is confirmed to be dry, the vacuum source is valved off and the cavity vacuum is monitored to confirm the integrity of the primary containment.
- The cask cavity is filled with inert gas, and drain and vent port cover plates are installed.
- The inter-seal volume between the inner lid o-rings is evacuated, and a leak detector is connected to confirm that there is no leakage across the inner o-rings.
- The inter-seal volume between the drain and vent port cover plates is evacuated, and a leak detector is connected to confirm that there is no leakage across the inner o-ring.
- The drain and vent port inter-seal volume is pressurized with inert gas, and a leak detector is used to check for leakage past the seals and past the pressurization line plug.
- The outer lid is installed.
- The inter-lid volume is evacuated and monitored for leakage of inert gas from within the inner lid.
- The inter-lid region is pressurized with inert gas.
- The inter-seal volume between the outer-lid o-rings is pressurized to above the inter-lid pressure and monitored for pressure decay to confirm the integrity of the seals.
- For casks that are being used for the first time, gamma and neutron surveys are conducted to confirm shield effectiveness. This may also be a requirement for subsequent loading.

After spent fuel is loaded and the cask is drained, the cask cavity is pressurized with inert gas to approximately 100 kPa, the region between the two lids is pressurized to about 200 kPa, and the volume between the two o-ring seals is pressurized to about 100 kPa. The integrity of both the inner and outer lid seals can then be monitored by simply monitoring the gas pressure in the area between the two lids. Before transport, the cask is decontaminated. Once loaded, the contact dose at the cask may be as high as 2 mSv/h.

As dry casks are loaded they are placed in arrays. With some designs, the casks are placed vertically in a concrete cask as shown in Figure 1; other designs orient the cylinders horizontally in vaults as shown in Figure 3. The concrete vaults provide the radiation shielding. Other array designs orient the casks vertically on a concrete pad at a dry cask storage site and use both metal and concrete outer cylinders for radiation shielding. Storage may consist of a single cask or more than one hundred casks arranged in an array. Minimum spacing requirements are enforced to control the maximum radiation field in the area between the casks and the maximum radiation field at the site boundary. In storage of bolted lid designs, the inter-lid area pressure transmitters may be connected to a monitoring and alarm system or periodically monitored to confirm that leakage across the closure seals remains within acceptable limits.

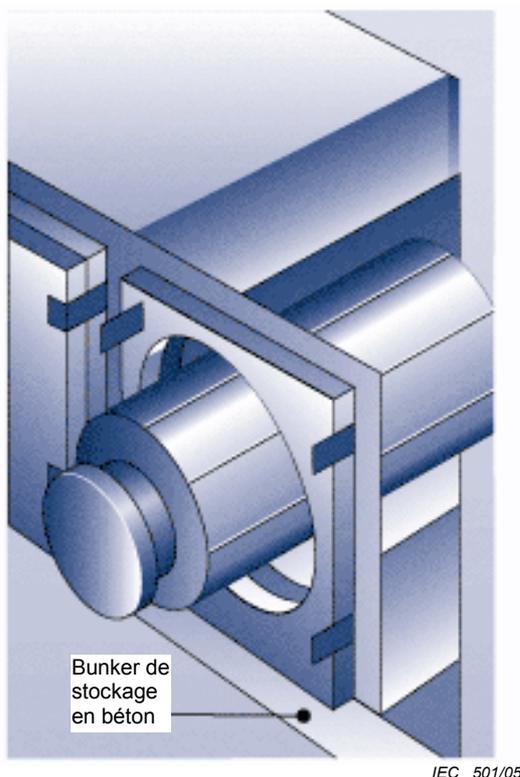


Figure 3 – Chambre horizontale classique d’entreposage de conteneurs de stockage à sec

Les châteaux peuvent revenir à la piscine de stockage du combustible utilisé pour être déchargés et pour transférer le combustible utilisé dans des conteneurs maritimes ou pour assurer la maintenance des châteaux.

4.1.1.2 Fonctions d’instrumentation et de contrôle commande

a) Systèmes d’instrumentation et de contrôle commande fixes des châteaux de stockage

La seule fonction d’instrumentation installée en permanence sur les châteaux de stockage à sec est la surveillance de la pression inter-couvercles. Les capteurs de pression peuvent être lus périodiquement par un dispositif portable ou peuvent être connectés à un système d’alarme ou d’affichage distant.

b) Systèmes d’instrumentation et de contrôle commande portables des châteaux de stockage

Des essais périodiques portant sur les rayonnements sont réalisés sur les matrices d’entreposage en utilisant de l’instrumentation de mesure des rayonnements courante sur la tranche.

c) Systèmes d’instrumentation et de contrôle commande fixes support des opérations de chargement et déchargement des châteaux de stockage

La piscine de stockage du combustible utilisé et le bâtiment combustible sont utilisés dans les centrales nucléaires de puissance pour charger et décharger les châteaux de stockage à sec. Les fonctions d’I&C du bâtiment combustible les plus importantes pour ces opérations sont la commande des grues du bâtiment combustible, utilisées pour déplacer les châteaux, et le système d’isolement de la ventilation du bâtiment combustible qui doit permettre de limiter les conséquences sur le public d’un accident postulé de manutention du combustible durant les opérations de chargement et de déchargement.

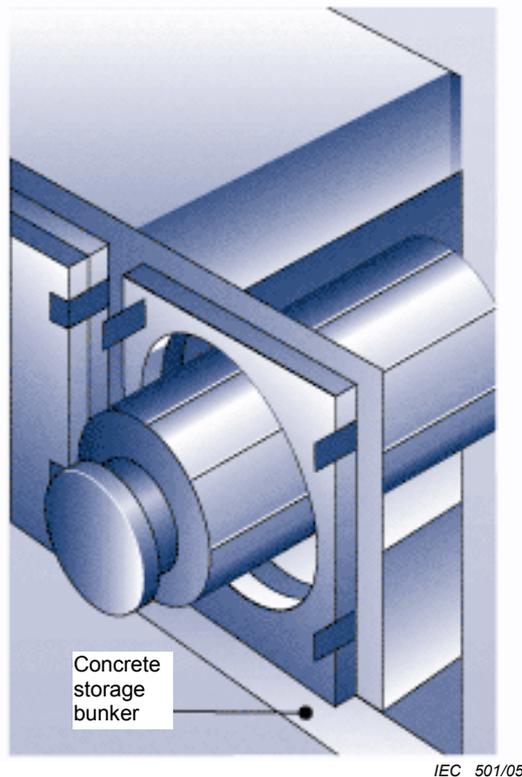


Figure 3 – Typical horizontal vault for dry storage containers

Casks may be returned to the spent fuel pool to be unloaded to transfer spent fuel to shipping containers or to allow maintenance on the cask.

4.1.1.2 Instrumentation and control functions

a) Installed instrumentation and control for storage casks

The only permanently installed instrumentation function for dry-cask storage is monitoring of the inter-lid pressure. The pressure sensors may be read periodically by portable instruments or they may be connected to a remote display or alarm system.

b) Portable instrumentation and control for storage casks

Periodic radiation surveys of the storage array are conducted using standard plant radiation survey instruments.

c) Installed instrumentation and control to support cask loading and unloading

At a nuclear power plant, the spent fuel pool and fuel building are used to load and unload the dry storage cask. The fuel building I&C functions most important to these operations are the controls for the fuel building crane that is used to move the cask and the fuel building ventilation isolation system which shall respond to limit public consequences of postulated fuel-handling accidents occurring during loading or unloading operations.

d) Instrumentation portable support des opérations de chargement et déchargement

Un certain nombre de fonctions d'instrumentation support sont nécessaires aux opérations de chargement et de déchargement. Celles-ci comprennent les suivantes.

- Surveillance des rayonnements pour vérifier la décontamination du château lorsque celui-ci est retiré de la piscine de stockage du combustible usé.
- Surveillance gamma et neutronique pour confirmer l'efficacité de la protection.
- Surveillance du vide pour confirmer la mise sous vide du château avant remplissage par gaz inerte.
- Surveillance du débit d'eau pour aider à la commande manuelle de l'apport en eau de refroidissement injectée pour refroidir le combustible et les internes du château avant l'ouverture de celui-ci lorsqu'il contient le combustible.
- Détection de fuite de gaz inerte (par exemple spectromètre de masse) pour s'assurer de l'intégrité du joint de confinement lorsque le château est fermé.
- Surveillance de la pression pour veiller et régler la pression du gaz de remplissage de la cavité du château, des volumes inter-couvercles et inter-joints.
- Surveillance de la pression pour s'assurer que les volumes inter-joints, inter-couvercles et la cavité du château ne sont pas en sous-pression avant le desserrage des boulons de couvercle.

4.1.2 Entreposage des déchets d'exploitation et de démantèlement radioactifs

4.1.2.1 Origine des déchets radioactifs et nécessiter de mettre en place des entrepôts pour les déchets

Lors de l'exploitation d'une centrale nucléaire, des quantités significatives de déchets sont produites sous différentes formes physiques et chimiques. Ces déchets ont des origines, des types et des contenus radioactifs divers, ils peuvent comprendre des éléments technologiques et opérationnels utilisés par le personnel (tels que des gants, du papier, des effluents sanitaires), tout comme des éléments liés au procédé (par exemple des résines, des filtres). Ces déchets subissent des processus de traitement et de conditionnement de façon à réduire ou concentrer le contenu radioactif, pour les changer de formes physiques ou chimiques et pour obtenir des formes de déchets protégés en conteneur, de façon à contrôler les rejets ou à faciliter leur stockage dans la même installation ou, lorsque les capacités de stockage de l'installation sont saturées, dans une installation spécifiquement conçue pour le stockage intermédiaire ou pour le dépôt définitif. En plus des déchets, des aspects pertinents concernant le stockage sont aussi liés à la gestion du combustible irradié; en fait, l'inventaire en rayonnements enveloppe est pris en compte dans ce cas.

Durant le démantèlement d'une installation nucléaire, le volume des déchets radioactifs produits augmente de façon très importante proportionnellement au retrait de grandes quantités de matériaux activés et contaminés des structures et des matériels de l'installation, plus particulièrement lors du démantèlement des principaux composants nucléaires. La gestion de ces matériaux utilise aussi longtemps que possible des dispositifs existants de l'installation, cela comprenant les zones d'entreposage de l'installation disponibles.

En particulier, la gestion des déchets radioactifs peut comprendre beaucoup de phases d'entreposage provisoire, qui font partie du cycle de vie ordinaire de l'installation, avant le début du processus de traitement, ou qui font partie du processus de traitement et de conditionnement. A la fin de ces processus, la mise en place de mesures efficaces pour contrôler et stocker de façon sûre est exigée suivant les formes revêtues par les déchets radioactifs obtenus en bout de chaîne de traitement et de conditionnement.

d) Portable instruments to support cask loading and unloading

A number of instrument functions are necessary to support cask loading and unloading. These include the following.

- Radiation monitoring to check on the decontamination of the cask when it is removed from the spent fuel pool.
- Gamma and neutron monitoring to confirm performance of the shielding.
- Vacuum monitoring to confirm evacuation of the cask before backfill with inert gas.
- Water-flow monitoring to support manual control of cask cooling water introduced to cool the fuel and cask internals before opening a cask that contains fuel.
- Inert gas leak detection (for example, mass spectrometer) to confirm the integrity of the containment seals when the cask is closed.
- Pressure monitoring to monitor and control the pressure of back-fill gas in the cask cavity, inter-lid region, and inter-seal region.
- Pressure monitoring to confirm that inter-lid regions, inter-seal, and cask cavity are not pressurized before de-tensioning lid bolts.

4.1.2 Storage of radioactive operational and decommissioning waste

4.1.2.1 Origin of radioactive wastes and need of provisions for waste storage

During operation of nuclear power plants, significant quantities of radioactive wastes are produced in different physical and chemical forms. These wastes vary in origin, type and radiation content, and can include technological and operational material used by workers (like gloves, papers, sanitary water), as well as process material (i.e. resins, filters). The wastes undergo treatment and conditioning processes in order to reduce or concentrate the content of radioactivity, to change the physical and chemical form, and to obtain waste forms protected in containers, in order to allow controlled release or to facilitate their storage in the same plant or, when the store capacity in the plant is saturated, in an installation specifically aimed at interim storage or final repository. In addition to the wastes, relevant storage aspects are related also to the management of irradiated fuel; in fact, the maximum radiation inventory is involved in this case.

In the decommissioning of the nuclear installation, the amount of the radioactive wastes produced increases very strongly following the removal of large quantities of contaminated and activated material from plant structures and equipment and especially because of the dismantling of the main nuclear components. Management of this material utilizes as long as possible the existing plant facilities, including also the available plant storage areas.

In particular, management of the radioactive wastes can include many temporary storage phases, as part of the ordinary plant life cycle, before the beginning of the treatment process, or as part of the treatment and conditioning process. At the completion of these processes, provisions for effective, controlled and safe storage are required in regard of radwaste forms obtained at the conclusion of the treatment and conditioning process.

4.1.2.2 Mesures générales concernant les systèmes d'I&C dans les entrepôts de déchets radioactifs

L'adoption de systèmes d'I&C adaptés aux installations de stockage des déchets radioactifs facilite la gestion et assure la fiabilité et l'efficacité de l'exploitation de l'installation. Du point de vue de la sûreté, cela contribue à la sûreté dans le domaine des rayonnements en conditions de fonctionnement normal. De plus, cela permet d'éviter l'apparition de conditions anormales et d'en limiter les conséquences négatives pour le personnel, le public et l'environnement.

Un des principaux domaines d'application des systèmes et des matériels d'I&C est la surveillance des installations en ce qui concerne les rayonnements et les paramètres physiques liés à l'état d'intégrité et de sûreté des matériaux radioactifs et de l'installation d'entreposage dans son ensemble. Au-delà des paramètres sous surveillance, les informations relatives aux conditions anormales sont fournies par des signaux d'alarme particuliers, qui sont produits lorsque les valeurs mesurées dépassent les valeurs autorisées.

Un autre domaine de surveillance est celui de la comptabilité et de la caractérisation des déchets radioactifs lors de leur réception et du contrôle des inventaires de stockage.

De façon générale, l'environnement proche doit être l'objet d'une surveillance afin de garantir et d'estimer les niveaux de rayonnements liés au fonctionnement de l'installation d'entreposage.

Un rôle pertinent tenu par l'I&C est celui lié à la sécurité du fait de la nécessité d'interdire l'intrusion des personnes non autorisées dans l'installation.

La surveillance des rayonnements dans la zone d'entreposage est réalisée au moyen de mesures telles que celles du débit de dose de rayonnement, de l'activité des aérosols et de la contamination de surface. Les zones contrôlées sont équipées d'appareils fixes fonctionnant en continu pour mesurer le débit de dose, avec des alarmes locales et des afficheurs qui peuvent être répétés et centralisés dans une station principale de contrôle et de commande. En outre, la surveillance des rayonnements par des moyens portables ou mobiles peut être réalisée.

Les sorties de zones contrôlées sont équipées d'appareils fixes ou mobiles pour détecter la contamination externe sur le personnel.

La mesure de l'activité des aérosols dans la zone d'entreposage est réalisée s'il existe un risque de rejet radioactif; ce pourrait être le cas, par exemple, pour le stockage de combustible irradié: si certains éléments de combustible présentaient des défauts de gainage, des produits de fission pourraient s'échapper et atteindre l'environnement extérieur. La mesure de l'activité des aérosols est faite sur des échantillons collectés sur le trajet des aérosols. Une solution consiste à utiliser les gaines de ventilation comme lieu d'échantillonnage.

En général, il est important que la conception de l'installation d'entreposage facilite les surveillances continue et périodique; à ce propos, les structures de l'installation et les matériels de stockage doivent assurer l'absence de dispersion et de rejet de radioactivité de la zone d'entreposage. En outre, un endroit distant peut être utilisé pour collecter et faire la synthèse de l'information relative aux valeurs des paramètres, aux états des matériels et aux alarmes. L'efficacité de la surveillance est basée sur les performances de l'instrumentation de surveillance dans les gammes de mesure adaptées. Les performances des instruments de surveillance doivent être garanties par des essais périodiques et d'étalonnage, réalisés de façon régulière. Pour cela, les mesures nécessaires doivent être mises en place afin de garantir l'accès au matériel pour les opérations d'entretien.

4.1.2.2 General I&C provisions in radwaste storage

The adoption of suitable I&C systems in installations for storage of radioactive waste facilitates management and allows the effective and reliable operation of the installation. From the point of view of safety, it contributes to radiation safety in normal operating conditions. Furthermore, it contributes to avoid the occurrence of abnormal conditions and to limit negative consequences for workers, the public, and the environment.

A main area of application of I&C systems and equipment is for the monitoring of the installation with respect to radiations and to other physical parameters which are related to the integrity and to the safety status of the radioactive wastes and of the storage installation in its entirety. Besides the monitored parameters, information on abnormal conditions is provided through particular alarm signals, which are generated when the measured values exceed the allowed values.

Another area for monitoring is in regard of accounting and characterization for the acceptance of the incoming radioactive waste and control of the storage inventory.

The surrounding environment, as a general rule, has to be subject to monitoring in order to ascertain and estimate the radiation levels consequent to the operation of the storage installation.

Another relevant role of I&C concerns security systems since intrusion of non-authorized people in the installation is to be avoided.

Radiation monitoring in the storage area is accomplished by means of measurement such as radiation dose rate, airborne activity, and surface contamination. The controlled areas are equipped with fixed, continuously operating instruments for radiation dose rate measurement, with local alarms and readout which can be repeated and synthesized in a centralized location acting as the main station for control and command. Additionally, portable or mobile monitoring for radiation can be conducted.

The exit points of controlled areas are equipped with fixed or portable instruments to detect external contamination of workers.

Airborne activity measurement in the storage area is made if there is a risk of radioactive release; this could be the case, for instance, in the storage of irradiated fuel: if some fuel element presents defects in the cladding, fission products could escape and reach the outside environment. Airborne activity measurement is made on samples collected on the airborne pathway. A practical solution is to use ventilation ducts for the sampling point.

In general, it is important that the storage facility be designed in such a way that the monitoring, both continuous or periodic, be facilitated, in this regard the installation structures and the storage equipment shall assure the absence of dispersion and release of radioactivity from the storage area. Furthermore, a remote location can be used to collect and synthesize information on parameter values, status of equipment, and alarms. The effectiveness of monitoring is based on good performance of the monitoring instrumentation with adequate measuring range. The performance of monitoring instruments has to be assured on a regular basis with periodic testing and calibration. In this regard, sufficient capability shall be assured to access equipment for servicing actions.

Des paramètres physiques sont liés aux matériels employés pour le processus d'entreposage et aux systèmes auxiliaires. Par exemple, les réservoirs de stockage de grosses quantités de déchets liquides sont équipés de mesures de niveau avec des appareils de contrôle et de commande afin de réaliser les mélanges et les transferts de déchets entre réservoirs.

Un autre domaine d'application important est la surveillance et la commande des systèmes auxiliaires utilisés dans les installations d'entreposage.

En général, les matériels d'I&C sont intégrés aux systèmes auxiliaires suivant la façon dont sont mis en œuvre ces systèmes au cas par cas et conformément aux besoins particuliers pour la satisfaction desquels ils sont conçus. Des systèmes auxiliaires sont en général nécessaires dans les installations utilisées pour l'entreposage des déchets de haute activité ou de grandes quantités de déchets liquides, gazeux ou solides pouvant être dispersés. On peut aussi considérer le cas particulier des installations d'entreposage intermédiaire sec ou sous eau du combustible irradié.

Les exigences portant sur la surveillance des rayonnements et l'I&C associés peuvent être satisfaites par les matériels classiques employés pour la gestion des déchets radioactifs tels que ceux des systèmes de nettoyage/décontamination ou d'écran mobile.

Concernant l'utilisation du contrôle commande opérationnel, un exemple en est fourni par le contrôle commande associé aux équipements de levage et de déplacement des conteneurs: ce contrôle commande est important pour garantir que les limites d'altitude d'élévation ou de vitesse ne sont pas dépassées, de façon à éviter ou à borner le risque d'endommagement des déchets, conséquences de collisions et d'impacts subis durant les transferts. Plus généralement, l'emploi de signaux de verrouillage est adapté pour empêcher les actions automatiques dangereuses ou celles inappropriées, comme solution alternative ou en supplément à d'autres moyens physiques ou procéduraux. Pour les cas les plus critiques, lorsqu'une défaillance du contrôle commande opérationnel et des verrouillages peut entraîner des événements auxquels sont associés des conséquences graves, des exigences strictes en matière de redondance et de critère de défaillance unique doivent être satisfaites. Un exemple de cela est la grue principale du bâtiment réacteur utilisée, entre autres choses, pour le transfert du combustible usé.

Dans le cas où des conteneurs de déchets défectueux ou endommagés seraient la cause de hauts débits de dose, de rejets de produits radioactifs et de contamination de la zone de travail, leur manutention sûre peut être effectuée en utilisant un système pouvant être contrôlé et commandé à distance à partir de stations protégées de l'environnement hostile. Naturellement, les appareils commandés à distance peuvent avoir des besoins particuliers en matière de maintenance (réparation, étalonnage, essais périodiques) pour lesquels des locaux d'entretien protégés peuvent être nécessaires.

Des systèmes de ventilation sont utilisés, si des conditions adaptées d'ambiance ou d'habitabilité doivent être maintenues, de même que s'il y a nécessité d'évacuer de la chaleur ou des aérosols radioactifs. Le contrôle de la ventilation doit être coordonné en fonction des différentes zones de l'installation, par exemple la mesure de la pression différentielle entre des zones adjacentes doit confirmer que le flux d'air est orienté des zones les moins contaminées vers celles les plus contaminées. D'autres éléments affectant aussi les aspects du système de supervision sont les contrôles d'accumulation des substances dangereuses, telles que celles inflammables, explosives ou les gaz toxiques, par exemple la production d'hydrogène par radiolyse ou par réaction chimique. Concernant les rôles pertinents qui peuvent être attribués au système de ventilation et particulièrement celui d'évacuation de la chaleur des sources hautement radioactives, comme le combustible irradié, on peut fournir des exigences spéciales en termes de fiabilité, redondance/diversité des composants actifs, et du comportement en conditions accidentelles.

Physical parameters are related to the equipment used for the storage process and to the auxiliary systems. As an example, the tanks for bulk storage of liquid waste are equipped with level measurement and with controls and actuation devices for mixing and transfer of the waste to other tanks.

Another important application area is the supervision and control of auxiliary systems employed in the storage installation.

In general, I&C equipment is integrated with auxiliary systems according to the specific implementation of those systems on a case-by-case basis and according to the particular needs for which they are designed. The need for auxiliary systems is typically required in installations used for the storage of high-level waste or significant quantities of wastes in liquid, gaseous or solid dispersible state. A special case, the storage installation for the wet or dry interim storage of irradiated fuel, can also be considered.

Requirements in terms of radiation monitoring and I&C can be fulfilled by typical equipment employed in radwaste management like cleaning/decontamination systems and movable shield systems.

With regard to the use of the operational controls, an example is given by controls associated with lifting or moving equipment of waste containers: these controls are important to guarantee that limits of lift height or speed are not exceeded, in order to avoid or to bind the risk of waste damage from impacts and collisions in transfer routes. More generally, interlock signals are suitable to preclude automatically dangerous or mismatched operations, as an alternative or in addition to other physical or procedural means. In the most critical cases, when a failure of operational controls and interlocks could result in events with high consequences, stringent requirements in terms of redundancy and single-failure criterion have to be met. An example of this case can be considered to be the main crane of the reactor containment building used, between others, for the transfer of the spent fuel.

In the case where defective or damaged waste containers result in high dose rates, radiation release, and contamination in the working area, their safe handling can be accomplished by the use of control systems allowing remote control and command of operation from stations protected from the hostile environment. Of course, the remotely operated devices can pose specific needs for their maintenance (repair, calibration, periodic tests) for which dedicated shielded rooms for servicing may be required.

Ventilation systems are used to maintain adequate environmental or habitability conditions in the storage installation as well as if there is a need to assure adequate heat removal or airborne radioactivity. The control of the ventilation system shall be coordinated with area zoning in the facility, for instance, differential pressure measurement between adjacent zones shall confirm that the airflow is from lower to higher contamination areas. Other provisions also affecting the system supervision aspects are the control of accumulation of hazardous substances like flammable, explosive or toxic gas, for instance, the production of hydrogen by radiolysis or chemical reaction. With regard to the relevant role attributable to the ventilation system, especially for heat removal from high-intensity radiation sources, like irradiated fuel, special requirements can be given in terms of reliability, redundancy/diversity of active components, and behaviour in accident conditions.

Pour parler plus généralement des systèmes auxiliaires et des matériels d'I&C connectés dans l'installation d'entreposage des matières radioactives, on doit considérer le besoin de secours des sources d'alimentation composées d'alimentations électriques non interruptibles et de batteries pour garantir la continuité de l'alimentation électrique des charges concernées (comme le système de surveillance des rayonnements fixe) dans le cas d'une perte d'alimentation normale; de toutes façons, on doit envisager le remplacement temporaire du système installé de surveillance des rayonnements fixe par un dispositif instrumenté portable durant la perte d'alimentation normale.

Les autres systèmes auxiliaires à mettre en œuvre sont, entre autres, le système de drainage de l'eau de l'installation d'entreposage, le système d'éclairage, le système de fourniture d'eau/d'air, le système de protection incendie, le système de communication interne et externe.

Le système de drainage est important car il permet d'éviter la dégradation des conteneurs de déchets à laquelle peut être associé le risque d'accident de criticité. Le système de drainage est généralement équipé de mesures de niveau et d'alarmes associées au point de recueil de l'eau.

Le système d'éclairage comporte une partie normale et une partie urgence alimentée par l'alimentation de secours, qui assure un niveau d'éclairage minimal, mais suffisant pour que le personnel intervienne en cas d'urgence.

Le système de surveillance et protection incendie doit limiter, à l'intérieur comme à l'extérieur de l'installation, le risque de rejet de substances radio-chimiques ou toxiques qui pourraient être les conséquences d'un incendie, ou le risque d'endommagements des matériels installés. Il convient de faire particulièrement attention aux incendies qui peuvent se développer sans oxygène.

Concernant les systèmes d'I&C liés à l'installation d'entreposage et les systèmes mentionnés ci-dessus, on doit prendre garde à se limiter à l'utilisation prévue de ces systèmes et à maintenir la séparation entre les matériels de surveillance/commande et ceux qui pourraient être plus importants et assurer des fonctions de protection de niveau plus critique pour ce qui est de la sûreté. De la même façon, il convient d'utiliser des matériels d'I&C de haute fiabilité pour surveiller l'état des matériels auxquels on ne peut accéder.

Le fait que l'installation de stockage soit située sur le site de la centrale en exploitation est un élément supplémentaire qui peut être pris en compte. Dans ce cas, les systèmes d'I&C et les systèmes auxiliaires de l'installation d'entreposage peuvent partager des composants et des matériels support avec la centrale. Un exemple peut être celui de l'alimentation électrique de l'installation de stockage réalisée par dérivation du système d'alimentation de la centrale. Il est important de vérifier que les interfaces et les parties communes garantissent la suffisance des capacités fonctionnelles et empêchent la propagation des défaillances, de/vers l'installation de stockage par rapport à la centrale.

4.1.2.3 Procédures d'exploitation

L'installation de stockage et ses composants, comprenant aussi les matériels d'I&C, doivent être exploités suivant des procédures de bonne gestion, ou basées sur les exigences définies lors de la phase de conception, visant à atteindre un niveau de sûreté acceptable. A ce propos, par exemple, il est important que les objectifs et les limites fixés au niveau des doses de rayonnements soient respectés.

L'exploitation de l'installation d'entreposage doit être conforme à un programme d'assurance qualité adapté à l'industrie nucléaire qui, en particulier, identifie les responsabilités, les contraintes techniques et les procédures compatibles avec un niveau de sûreté acceptable.

More generally speaking with regard to auxiliary systems and connected I&C equipment in radioactive storage installations, the need for a back-up power supply composed by uninterruptible power supplies and batteries to guarantee continuity of electricity to relevant loads (like fixed radiation monitoring system) in the case of loss of normal supply line must be considered; anyway, it is also considered that the installed radiation monitoring system can be temporarily replaced by portable instrumentation in case of loss of normal power supply.

Other auxiliary systems to be provided include the water drainage system from the storage installation, the lighting system, the water/air supply system, the fire protection system and the internal and external communication system.

The drainage system is important to avoid waste container degradation and if there is a risk of criticality events. The draining system is generally equipped with level measurement and alarm in the water collection points.

The lighting system comprise a normal section and an emergency section supplied by the back-up power supply, which assure a minimum lighting level, but sufficient for emergency worker intervention.

The fire monitoring and protection system has to limit, inside and outside the storage installation, the risk of release of radio-chemical or toxic substances which could be caused by fires, or the risk of fire damage to the installed equipment. Special care should be devoted to fire which can sustain without oxygen.

With regard to I&C related to the storage installation and the above-mentioned systems, care is to be taken to maintain separation and dedication between equipment for monitoring/control and those which could be more important to provide protection functions of more critical level with regard to safety. Similarly, high-reliability I&C devices should be used to monitor the status of inaccessible equipment.

A further consideration can be made when the storage installation is co-located with an operating plant. In this case, the I&C and auxiliary systems required for the storage installation can share components and support equipment with the existing plant. An example can be the derivation of the electrical supply to the storage installation from the electrical system of the plant. It is important to verify that interfaces and commonalities allow sufficient functional capability and that failure propagation, from/to the storage installation with respect to the plant, is precluded.

4.1.2.3 Operational procedures

The storage installation and its components, also including the I&C equipment, shall be operated according to procedural constraints of good management, or based on the requirements defined in the design phase, aimed at achieving an acceptable safety regime. In this regard, for instance, it is important that the given limits and objectives of radiation dose are matched.

The operation of the storage installation shall comply with a nuclear grade quality assurance programme which, in particular, identifies responsibilities and technical constraints and procedures according to an acceptable safety regime.

Les contraintes techniques telles que définies dans les spécifications techniques de l'installation établissent les limites de fonctionnement qui ne doivent pas être dépassées pour maintenir la centrale dans des conditions de fonctionnement sûres. Les actions de surveillance réalisées pour vérifier que les spécifications techniques sont satisfaites sont conformes au programme de surveillance mis en œuvre en tant que partie des procédures opérationnelles. A ce propos, les systèmes d'I&C peuvent avoir un rôle central car ils fournissent directement l'information, localement et à distance, sur l'état opérationnel. En cas d'anomalies révélées, les systèmes d'I&C donnent l'alerte et envoient des alarmes aux opérateurs pour que ceux-ci agissent suivant les procédures d'urgence mises en place pour faire face aux événements anormaux postulés dans le rapport de sûreté, et pour éviter les rejets radioactifs. Si des rejets radioactifs résultant des accidents les plus graves ne peuvent être exclus, un plan d'urgence doit identifier les ressources internes et externes qui doivent être disponibles lors de l'accident de façon à limiter les conséquences radiologiques. En ces circonstances, on met l'accent sur la surveillance des rayonnements.

4.2 Entreposage dans les installations de stockage intermédiaire

4.2.1 Entreposage sous eau du combustible nucléaire usé (exemples de la Suède)

4.2.1.1 Résumé

Dans une installation de stockage sous eau comme le CLAB en Suède, on peut distinguer les parties suivantes:

- bâtiment de réception au niveau du sol;
- bâtiment de stockage sous le niveau du sol;
- bâtiment électrique au niveau du sol;
- bâtiment des systèmes auxiliaires au niveau du sol;
- bâtiment d'entrée et du personnel au niveau du sol;
- bâtiments de taille réduite, entrepôts, entretien, garage, etc.

Le combustible nucléaire usé des centrales nucléaires suédoises arrive de celles-ci par bateaux conçus spécialement dans des châteaux de transport, qui assurent une protection contre les rayonnements et contre tous dommages. Après refroidissement et ouverture, les éléments combustibles sont placés dans des conteneurs de stockage. La manutention du combustible est réalisée sous l'eau dans la zone de réception. Puis, toujours sous l'eau, les conteneurs de stockage sont rangés dans une piscine de stockage particulière dans le bâtiment de stockage, 25 m à 30 m en dessous du niveau du sol, à l'aide du système de manutention du combustible (un ascenseur spécial). Des particules radioactives originaires de la surface des éléments combustibles peuvent se retrouver dans l'eau. Ces particules sont piégées par des filtres de nettoyage. Les éléments des filtres où les particules ont été rassemblées sont enrobés de béton pour reposer de manière définitive dans un dépôt définitif pour déchets radioactifs d'exploitation (en Suède, SFR Forsmark). Le combustible nucléaire usé sera stocké dans le CLAB pour 30 à 40 ans, après quoi il sera mis en dépôt profond.

4.2.1.2 Description de l'installation

L'exemple est celui du stockage sous eau du CLAB en Suède.

4.2.1.2.1 Bâtiments

Les bâtiments de l'installation suivants se situent au niveau du sol:

- bâtiment de réception;
- bâtiment des systèmes auxiliaires;
- bâtiment électrique.

The technical constraints, as defined in the technical specifications of the installation, establish operational limits, which shall not be exceeded to maintain safe plant conditions. The monitoring actions performed to verify that technical specifications are met, are made according to the surveillance programme implemented as part of the operational procedures. In this regard, I&C can have a central role in providing direct information, both locally and remotely, on the operational status. If abnormalities are revealed, the I&C system alerts and alarms the operator for the actuation of the emergency procedures established to face the abnormal occurrences anticipated in the safety report, and to avoid radioactive releases. If radioactive releases cannot be excluded as a result of most serious accidents, an emergency plan shall identify inside and outside resources to be made available in order to limit radiological consequences. In these circumstances, emphasis is given to radiation monitoring.

4.2 Storage at interim storage facilities

4.2.1 Wet storage of spent nuclear fuel (examples from Sweden)

4.2.1.1 Summary

A wet storage facility like CLAB in Sweden may be divided into the following parts:

- receiving building at ground level;
- storage building below the ground level;
- electrical building at ground level;
- auxiliary systems building at ground level;
- entrance and personnel building at ground level;
- some smaller buildings, storage, service, garage, etc.

Spent nuclear fuel from the Swedish NPPs arrives by a specially designed ship in transport casks, which provide radiation shielding and protection against damage. After cooling and unlocking, the fuel elements are put in storage canisters. This fuel handling is done under water in the receiving section. Then, still under water, the storage canisters are put in special storage pools in the storage building 25 m to 30 m below ground surface via a fuel handling system (a special lift). In the water, radioactive particles may be emitted from the surface of the fuel elements. The particles are trapped in clean-up filters. Those parts of the filters where the radioactive particles are collected, are embedded in concrete for final disposal in a final repository for radioactive operational waste (in Sweden, SFR Forsmark). The spent nuclear fuel in CLAB will be stored for 30 to 40 years, after which it will be deposited in a deep repository.

4.2.1.2 Description of the facility

The example is the wet storage facility CLAB in Sweden.

4.2.1.2.1 Buildings

The facility has following buildings on ground level:

- receiving building;
- auxiliary systems building;
- electrical building.

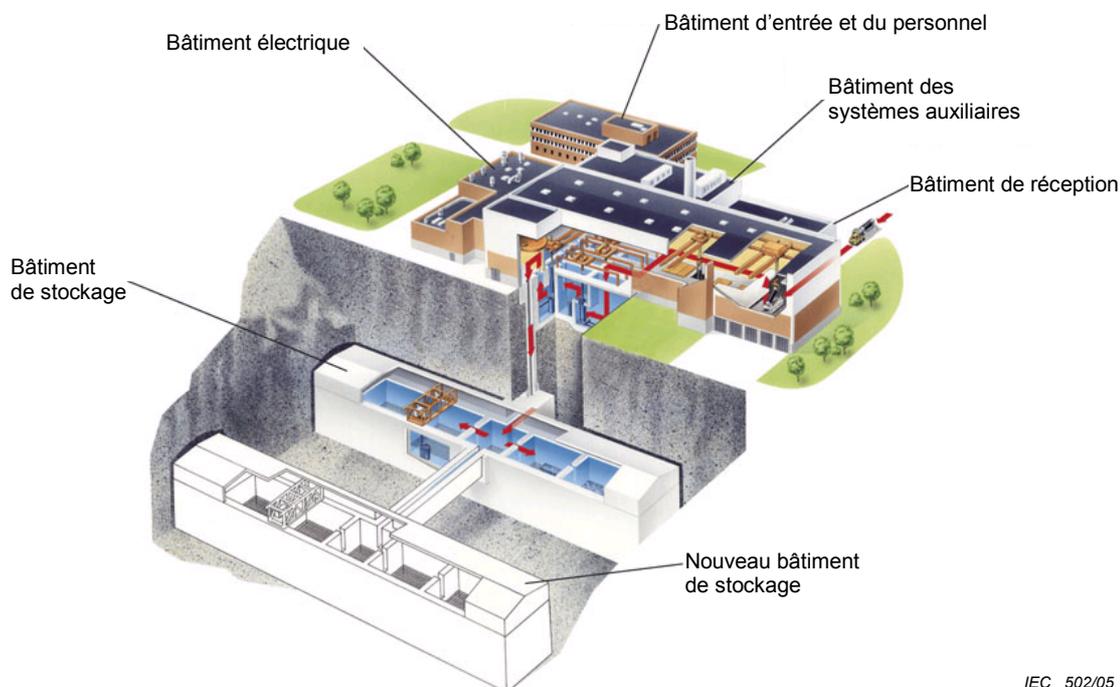
Les bâtiments de l'installation suivants se situent en dessous du niveau du sol:

- bâtiment de stockage;
- tunnels de transport;
- bâtiment des systèmes auxiliaires pour les parties inférieures.

Autres bâtiments:

- bâtiment d'entrée et du personnel;
- garages et magasins;
- bâtiment de sécurité des entrées;
- bâtiment de traitement de l'eau de refroidissement de la centrale.

Voir la Figure 4.



IEC 502/05

Figure 4 – CLAB, installation de stockage intermédiaire pour combustible nucléaire usé en Suède (stockage sous eau)

a) Bâtiment de réception

Le bâtiment de réception a été réalisé pour la manutention des éléments combustibles, des conteneurs et des châteaux. Le bâtiment renferme les équipements nécessaires à la réception, au refroidissement et au nettoyage des châteaux de transport. Il comprend aussi des zones particulières de stationnement pour le remplissage et la vidage des châteaux de transport ainsi que des piscines et les matériels pour la manutention du combustible des composants du cœur.

Le système de transport du combustible pour le transfert vers le bâtiment de stockage des conteneurs renfermant les éléments combustibles se trouve à coté des piscines dans le bâtiment de réception.

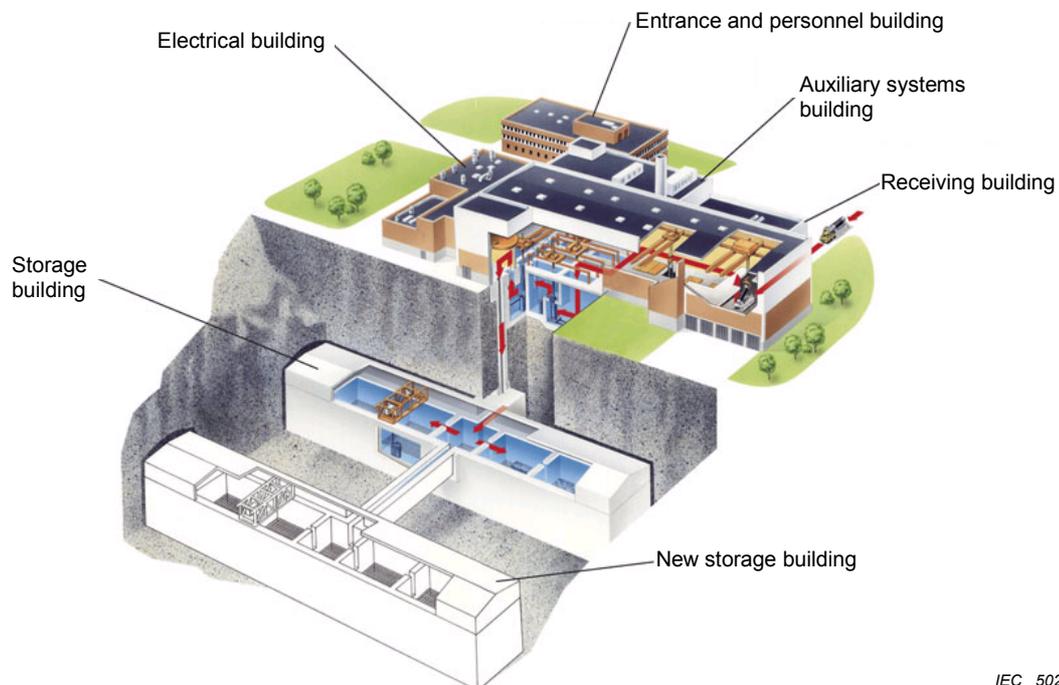
The facility has the following buildings below ground level:

- storage building;
- transport tunnels;
- auxiliary systems building for lower parts.

Other buildings:

- entrance and personnel building;
- garages and stores;
- entrance security building;
- cooling water screening plant building.

See Figure 4.



IEC 502/05

Figure 4 – CLAB: the interim storage facility for spent nuclear fuel in Sweden (wet storage)

a) Receiving building

The receiving building is built for the handling of fuel elements, canisters and casks. The building has equipment for receiving, cooling and cleaning transport casks. There is also a special parking place for filled and empty transport casks and also pools and equipment for handling fuel and core components.

The fuel transport system for transport of storage canisters with fuel elements to the storage building is situated next to the pools in the receiving building.

Les piscines suivantes sont situées dans le bâtiment de réception:

- piscines de connexion;
- piscines de déchargement;
- canal de transfert;
- piscine des conteneurs;
- piscine de service;
- piscine des composants du cœur.

b) Bâtiment des systèmes auxiliaires

Le bâtiment des systèmes auxiliaires est situé à côté du bâtiment de réception. Il contient principalement les systèmes de refroidissement et de purification de l'eau des piscines, les systèmes de refroidissement et de nettoyage des châteaux de transport, les systèmes de nettoyage du processus et de drainage des eaux, les systèmes de manutention des déchets d'exploitation radioactifs et les systèmes de ventilation des zones contrôlées.

Sous le sol, proche du bâtiment de stockage, se trouvent les réservoirs de niveau et les pompes de refroidissement des piscines de stockage.

c) Bâtiment électrique

Le bâtiment électrique est situé à côté du bâtiment de réception et de celui des systèmes auxiliaires. Il contient les systèmes d'alimentation électrique et les matériels de commande ainsi que le système de ventilation des zones non contrôlées.

La salle de commande principale se trouve dans le bâtiment électrique.

d) Bâtiment de stockage

Le bâtiment de stockage est souterrain et renferme les matériels de transport des conteneurs de stockage.

Le bâtiment de stockage a 4 piscines d'entreposage et une petite piscine qui communique avec le canal de transfert.

4.2.1.2.2 Matériels de réception, de manutention et de stockage du combustible nucléaire usé

Ce rapport présente les matériels utilisés durant le processus normal de réception tels que

- machines de manutention du combustible;
- système de transfert du combustible;
- équipement des piscines de stockage;
- systèmes de détection des fuites des piscines;
- châteaux de transport pour le combustible;
- châteaux de transport pour les composants du cœur;
- conteneurs de combustible;
- conteneurs de composants du cœur;
- conteneurs pour le combustible présentant des fuites;
- grues principales du bâtiment de réception.

The receiving building has following pools:

- connection pools;
- unloading pools;
- a transfer channel;
- a pool for canisters;
- a service pool;
- a pool for core components.

b) Auxiliary systems building

Next to the receiving building is the auxiliary systems building. It mainly contains systems for cooling and cleaning water from the pools, systems for cooling and cleaning transport casks, systems for cleaning process and drainage water, systems for handling radioactive operational waste and ventilation system for controlled area.

Below the ground level next to the storage building, there are a level tank and pumps for the cooling water of the storage pools.

c) Electrical building

Next to the receiving building and the auxiliary building is the electrical building. It contains electrical power systems and control equipment and ventilation system for non-controlled areas.

The main control room is situated in the electrical building.

d) Storage building

The storage building, situated below ground level, contains transport equipment for storage canisters.

The storage building has 4 storage pools and a smaller pool in connection with the transport channel.

4.2.1.2.2 Equipment for receiving, handling and storage of spent nuclear fuel

This report describes the equipment for a normal receiving process like

- fuel handling machines;
- fuel transfer system;
- fittings for storage pools;
- leak detection systems for pools;
- transport casks for fuel;
- transport casks for core components;
- fuel canisters;
- core component canisters;
- cans for leaking fuel;
- main cranes in the receiving building.

a) Châteaux de transport du combustible

Le combustible nucléaire usé est transporté des centrales nucléaires suédoises au CLAB dans des châteaux de transport spéciaux du type TN 17/Mk2, qui satisfont aux recommandations pour le transport de l'AIEA (Agence Internationale de l'Energie Atomique) relatives aux châteaux B(U). C'est un transport complètement sec.

La masse du château est de 76 tonnes. La masse approximative du combustible usé est de 3 tonnes.

Le château de transport peut être équipé de différents internes. Les internes pour BWR contiennent 17 éléments combustibles et les internes pour PWR contiennent 7 éléments combustibles. Le château peut être aussi utilisé pour le transport de combustible présentant des fuites.

b) Châteaux de transport des composants du cœur

Les composants du cœur sont transportés dans les châteaux spéciaux du type TN 17-CC. Leurs dimensions sont à peu près les mêmes que celles du type TN 17/Mk 2. Le processus de réception est plus simple car aucun refroidissement n'est nécessaire.

c) Cellule de refroidissement dans le bâtiment de réception

La centrale possède 3 cellules de refroidissement identiques. Les cellules sont constituées principalement de matériaux non corrosifs. La ventilation de chaque cellule peut être isolée du bâtiment de réception.

d) Grues principales du bâtiment de réception

Le bâtiment a 3 grues portique principales. Deux d'entre elles ont une capacité de levage de 130 tonnes. Pour la troisième, la capacité de levage est de 15 tonnes.

e) Machines de manutention du combustible dans le bâtiment de réception

Le bâtiment de réception renferme 4 machines de manutention du combustible. Deux de ces machines sont utilisées pour décharger les piscines et une est utilisée pour les piscines de service. La quatrième sert en recouvrement.

f) Système de transfert du combustible

Le transport vertical des conteneurs de combustible du bâtiment de réception vers le bâtiment de stockage souterrain est réalisé par le système de transfert du combustible.

g) Machine de manutention du combustible du bâtiment de stockage

La machine de manutention du combustible transporte les conteneurs de combustible à leur place dans la piscine de stockage. La machine est constituée d'un rail de déplacement enjambant la piscine et des équipements de levage montés sur chariot.

h) Conteneurs de combustible

Les conteneurs de combustible sont utilisés pour le transport sous l'eau dans l'usine. Le conteneur compact pour BWR peut contenir 25 éléments combustibles. Le conteneur compact pour PWR contient 9 éléments combustibles.

a) Transport casks for fuel

The spent nuclear fuel is transported from the Swedish NPPs to CLAB in a special transport cask for fuel of the type TN 17/Mk2, which fulfils the transport recommendations of the IAEA (International Atomic Energy Agency) for B(U)-casks. It is a totally dry transport.

The mass of the cask is 76 tonnes. The mass of the spent fuel is about 3 tonnes.

The transport cask has different inserts. The insert for BWR contains 17 fuel elements and the insert for PWR contains 7 fuel elements. The cask may also transport leaking fuel.

b) Transport casks for core components

Core components are transported in special casks, type TN 17-CC. The dimensions are about the same as for TN 17/Mk 2. The receiving process is simpler because no cooling is needed.

c) Cooling cell in the receiving building

The plant has 3 identical cooling cells. The cell consists mainly of non-corrosive materials. The ventilation to each cell can be isolated from the receiving building.

d) Main cranes in the receiving building

The receiving building has 3 main traverse cranes. The capacity for two of them is 130 tonnes. For the third one, the capacity is 15 tonnes.

e) Fuel handling machines in the receiving building

The receiving building has 4 fuel handling machines. Two of the machines are used in the unloading pools and one is used in the service pools. The fourth one is overlapping.

f) Fuel transfer system

The vertical transport of fuel canisters from the receiving building to the storage building below the ground level is carried out by the fuel transfer system.

g) Fuel handling machine in the storage building

The fuel handling machine transports the fuel canister to its position in the storage pool. The machine consists of a rail going bridge and a trolley with hoisting equipment.

h) Fuel canisters

The fuel canisters are used for transportation under water inside the plant. The compact canister for BWR may contain 25 fuel elements. The compact canister for PWR may contain 9 fuel elements.

4.2.1.2.3 Systèmes auxiliaires et systèmes de service

Les systèmes auxiliaires importants sont

- le système de refroidissement de château;
- le système de refroidissement et de purification des piscines de réception et de stockage;
- le système de traitement des déchets liquides.

Les systèmes de service importants sont

- le système de triage;
- le système de refroidissement;
- le système de refroidissement secondaire;
- le système de refroidissement basse température;
- les systèmes de ventilation des zones contrôlées.

4.2.1.2.4 Matériels de contrôle commande

Les matériels de contrôle commande centralisé comprennent

- 2 calculateurs, un principal et l'autre de secours;
- au minimum une dizaine de stations de contrôle commande du processus (PCS).

Les stations de contrôle commande du processus offrent toutes les fonctions nécessaires aux verrouillages, au contrôle et à la commande.

L'usine intègre des systèmes de contrôle commande tels que

- pupitres de contrôle et de commande, tables et bureaux;
- cellules électriques et armoires, colonnes de tableaux électriques;
- câbles de contrôle commande;
- système d'affichage des alarmes.

On trouve aussi dans l'usine des éléments de contrôle commande associés au processus et à la manutention tels que

- matériels de mesure du processus;
- matériels de contrôle commande du processus;
- système d'exploitation du processus.

La surveillance des rayonnements est réalisée par

- la baie de surveillance des rayonnements (calibrée pour le Kr-85);
- les systèmes de surveillance des rayonnements du processus de l'activité bêta et gamma;
- la surveillance des rayonnements de certaines pièces (calibrée pour le Kr-85).

4.2.1.2.5 Systèmes d'alimentation électrique

L'usine a deux sources d'alimentation électrique.

Un réseau général de

- 6,3 kV en sortie d'alimentation;
- 380/220 V en sortie d'alimentation.

4.2.1.2.3 Auxiliary systems and service systems

The important auxiliary systems are the

- cask cooling system;
- cooling and purification system for receiving and storage pools;
- system for treatment of liquid waste.

The important service systems are the

- screening system;
- cooling system;
- secondary cooling system;
- low-temperature cooling system;
- ventilation systems for controlled areas.

4.2.1.2.4 Control equipment

The central control equipment comprises

- 2 computers, one primary computer and the other one as a backup;
- at least ten process control stations (PCS).

The PCS have all the functions necessary for interlocking and control.

The plant has integrated control systems such as

- control panels, tables and desks;
- electrical equipment cubicles and cabinets, connection cubicles;
- control cables;
- alarm display system.

The plant also has process and handling control like

- process measurement equipment;
- process control equipment;
- process operation system.

Radiation monitoring is handled by the

- stack radiation monitoring (calibrated for Kr-85);
- process systems radiation monitoring for surveillance of beta and gamma activity;
- radiation monitoring for certain rooms (calibrated for Kr-85).

4.2.1.2.5 Electrical power systems

The plant has two separate feedings for electrical power.

The general network has

- 6,3 kV for outer power supply;
- 380/220 V network for outer power supply.

Un réseau procédé de

- 660 V pour l'alimentation des charges des systèmes du procédé de l'usine;
- 380/220 V pour l'alimentation des charges des systèmes du procédé, des systèmes auxiliaires et de service.

Un réseau secouru sur batteries de

- 110 V en c.c. pour l'alimentation de matériels de contrôle commande, de relais de protection, etc.;
- 24 V en c.c. pour l'alimentation de matériels de contrôle commande.

Sur absence d'alimentation 660 V, les diesels d'alimentation électrique démarrent automatiquement. Certaines charges sont basculées automatiquement sur les diesels d'alimentation. D'autres charges sont basculées manuellement.

4.2.1.2.6 Système de protection incendie

Les systèmes de protection incendie sont

- le système d'eau incendie;
- le système d'aspersion;
- le système d'alarme incendie.

4.2.1.3 Manutention des déchets

Une installation telle que le CLAB produit des déchets opérationnels comparables à ceux d'une centrale nucléaire.

Les éventuelles substances radioactives présentes dans l'installation sont plus ou moins limitées au combustible nucléaire utilisé stocké et aux composants cœur.

Les plus importants des nucléides présents dans l'eau sont le Co-60 et le Cs-137. L'activité est principalement rejetée dans l'eau des piscines et du système de refroidissement. Les produits corrosifs et les produits de fission se présentent plus ou moins sous des formes ionisées. Des filtres et des échangeurs ioniques purifient l'eau. L'eau purifiée est rejetée en mer après avoir subi des tests chimiques.

Les rejets en suspension dans l'air peuvent être des aérosols et du Kr-85. En condition normale, l'activité en suspension dans l'air est très basse. Avant sa sortie, l'air passe au travers de filtres à particule.

Une surveillance continue des rejets en suspension dans l'air et dans l'eau est réalisée par

- la baie de surveillance des rayonnements;
- le système de décharge d'eau.

Les filtres ainsi que les éléments ionisés récupérés qui ont été enrobés dans du béton sont envoyés au dépôt des déchets radioactifs d'exploitation (SFR) à Forsmark en Suède.

Les systèmes de purification de l'eau sont

- le refroidissement des systèmes de purification de l'eau pour les piscines de réception et de stockage;
- le système de traitement de l'eau du procédé;
- le système de traitement des eaux de drainage.

The process network has

- 660 V for feeding of objects belonging to the process systems of the plant;
- 380/220 V for feeding of smaller objects belonging to the process, auxiliary and service systems.

The battery-backed network has

- 110 V d.c. for feeding of control equipment, relay protection etc.;
- 24 V d.c. for feeding of objects belonging to the control equipment.

With no 660 V feeding at all, the diesel power supply starts automatically. Some objects are automatically connected to the diesel power supply. Other objects are manually connected.

4.2.1.2.6 Fire protection systems

The fire protection systems of the plant are

- fire water system;
- sprinkler system;
- fire alarm system.

4.2.1.3 Waste handling

A facility like CLAB has similar types of radioactive operational waste as a NPP.

Any radioactive substances in the facility are more or less bounded to the stored spent nuclear fuel and to core components.

The most important nuclides in water are Co-60 and Cs-137. The activity is released mainly in the water of the pools and the cooling system. Corrosive and fission products are more or less in ionized form. Filters and ion exchangers carry out water purification. Purified water is released to the sea after chemical tests.

Airborne release could be aerosols and Kr-85. Under normal conditions, the airborne activity is very low. Before leaving, the air passes through particle filters.

Airborne and water releases are continuously supervised by the

- stack radiation monitoring;
- water discharge system.

Filters and ion masses, which are concreted, are sent to the repository for radioactive operational waste (SFR) at Forsmark in Sweden.

Systems for water purification are

- cooling water purification systems for receiving and storage pools;
- process water treatment system;
- floor drainage water treatment system.

4.2.1.4 Liste des fonctions, des systèmes et des matériels électriques d'une installation de stockage sous eau

4.2.1.4.1 Fonctions électriques de sûreté essentielles dans un réacteur (refroidissement, rejets significatifs de nuclides radioactifs dans l'environnement)

Il n'y a aucun système ni aucune fonction réacteur.

4.2.1.4.2 Fonctions électriques nécessaires pour une exploitation sûre de l'installation, qui garantissent l'absence de rejets significatifs de nuclides radioactifs dans l'environnement

- Matériels de la piscine de connexion (matériel de branchement, chariot de transport, wagons), employés à la réception
- Machines de manutention du combustible du bâtiment ou de la zone de réception
- Système de transfert du combustible entre les bâtiments ou zones de réception et de stockage
- Machines de manutention du combustible dans le bâtiment ou la zone de stockage
- Système de refroidissement des châteaux (refroidissement externe et interne)
- Système de refroidissement et de purification de l'eau des piscines de stockage (refroidissement) du bâtiment ou de la zone de réception
- Système de refroidissement et de purification de l'eau des piscines de stockage (refroidissement) du bâtiment ou de la zone de stockage
- Système mobile de refroidissement des châteaux
- Système informatisé du procédé (surveillance, contrôle et commande du procédé)
- Baie de surveillance des rayonnements
- Diesels d'alimentation électrique
- Système d'alimentation en gasoil
- Réseau 660 V pour le procédé
- Réseau 380/220 V pour le procédé
- Réseau +110 V en c.c.
- Réseau +24 V en c.c.
- Système de refroidissement (fonction de refroidissement)
- Système de ventilation pour les zones contrôlées (fonction basse pression)

4.2.1.4.3 Fonctions de service qui en cas de mauvais fonctionnement n'entraînent pas de rejets de matières radioactives

- Matériels d'éclairage d'alarme et de consignation
- Bâtiment de réception
- Bâtiment des systèmes auxiliaires
- Matériels d'isolement de l'air durant le transport
- Matériels des cellules de préparation
- Matériels de la cellule de décontamination
- Matériels de la piscine de déchargement
- Matériels du canal de transfert
- Matériels de la piscine des conteneurs
- Matériels de la piscine de service
- Matériels de la piscine des composants du cœur

4.2.1.4 List of electrical functions, systems and objects in a wet storage facility

4.2.1.4.1 Electrical safety functions essential for a reactor (cooling, significant release of radioactive nuclides to the environment)

There are no functions or systems related to a reactor.

4.2.1.4.2 Electrical functions necessary for safe operation of the plant, which will ensure there are no significant releases of radioactive nuclides to the environment

- Equipment in connection pool (connection equipment, transport wagons), which is used for receiving
- Fuel handling machines in the receiving section or building
- Fuel transfer system between the receiving and the storage section or building
- Fuel handling machines in the storage building or section
- Cask cooling system (mantle and internal cooling)
- Cooling and water purification system for storage pools (cooling) in the receiving section or building
- Cooling and water purification system for storage pools (cooling) in the storage section or building
- Mobile cask cooling system
- Process computer system (process control and surveillance)
- Stack radiation monitoring
- Diesel power supply
- Fuel oil system
- Process 660 V network
- Process 380/220 V network
- +110 V d.c. network
- +24 V d.c. network
- Cooling system (cooling function)
- Ventilation system for controlled area (low pressure function)

4.2.1.4.3 Service functions which in case of malfunction do not release radioactive material

- Lightning arresting equipment
- Receiving building
- Auxiliary systems building
- Equipment in transport air lock
- Equipment in preparation cells
- Equipment in decontamination cell
- Equipment in unloading pools
- Equipment in transfer channel
- Equipment in pool for canisters
- Equipment in service pool
- Equipment in pool for core components

- Accessoires de la piscine de stockage
- Système de détection des fuites des piscines
- Outils pour le transport des châteaux
- Matériels de manutention des filtres et des déchets solides
- Château de maintenance
- Grues auxiliaires
- Chariots
- Ascenseurs
- Système d'eau haute pression
- Système d'échantillonnage et d'analyse
- Installation de solidification des déchets
- Système de décontamination des solutions
- Système de drains des planchers des zones contrôlées
- Système de traitement de l'eau du procédé
- Système de traitement de l'eau des drains de plancher
- Système de traitement des résines et des filtres usagés
- Système de décharge d'eau
- Système d'affichage d'alarme
- Systèmes du procédé liés à la surveillance des rayonnements
- Surveillance des rayonnements dans certaines salles
- Surveillance des portails
- Séismographe
- Matériels météorologiques
- Branchements haute tension
- Réseau général 6,3 kV
- Réseau 6,3 kV pour l'alimentation externe
- Réseau général 330/220 V
- Réseau 380/220 V pour l'alimentation externe
- Système de mesure (commande de l'alimentation électrique)
- Réseau de terre interne
- Système de triage
- Système de refroidissement basse température
- Système de distribution d'eau froide déminéralisée
- Système de distribution d'eau déminéralisée traitée
- Système d'urgence d'approvisionnement en eau des piscines de stockage
- Système de ventilation des zones non contrôlées
- Systèmes de ventilation des autres bâtiments
- Système d'air comprimé
- Différents systèmes liés aux gaz
- Système de distribution d'eau chaude
- Système de drains de plancher pour les zones non contrôlées
- Eaux d'égout
- Système de drainage des eaux souterraines

- Fittings for storage pools
- Leak detection system for pools
- Tools for transport casks
- Handling equipment for filters and solid waste
- Maintenance cask
- Auxiliary cranes
- Trolleys
- Lifts
- High-pressure water system
- System for sampling and analysis
- Waste solidification plant
- System for decontamination solutions
- Controlled area floor drainage system
- Process water treatment system
- Floor drainage water treatment system
- Spent filter aids and resin treatment system
- Water discharge system
- Alarm display system
- Process systems radiation monitoring
- Radiation monitoring for certain rooms
- Portal monitors
- Seismograph
- Meteorological equipment
- High-voltage connection
- General 6,3 kV network
- 6,3 kV network for outer power supply
- General 330/220 V network
- 380/220 V network for outer power supply
- Measuring system (electrical power control)
- Inner earthing system
- Screening system
- Low-temperature cooling system
- Fresh demineralized water distribution system
- Processed demineralized water distribution system
- Emergency make-up water system for storage pools
- Ventilation system for non-controlled areas
- Ventilation systems for other buildings
- Compressed air system
- Various gas systems
- Hot water distribution system
- Floor drainage system for non-controlled area
- Sewage water
- Ground water drainage system

- Système d'écoulement des eaux de pluie
- Matériels de l'atelier des châteaux
- Matériels de la station de lavage
- Matériels de l'atelier de mécanique
- Matériels des ateliers d'électricité et d'instrumentation
- Matériels du laboratoire d'analyse de l'eau
- Système d'éclairage intérieur
- Système d'éclairage extérieur
- Bornes électriques
- Fibre optique de transmission
- Systèmes de téléphonie interne
- Système de téléphone externe
- Système d'alarme
- Système de localisation des personnes
- Système d'annonce générale
- Système des horloges
- Matériels radio
- Matériels de télévision
- Système d'aspersion
- Alarme incendie
- Systèmes de sécurité

4.3 Entreposage dans les installations de retraitement

4.3.1 Entreposage sous eau du combustible nucléaire usé

Ce paragraphe décrit l'instrumentation nucléaire particulière utilisée pour contrôler le combustible usé dans les piscines de stockage des usines de retraitement. Il s'agit d'un exemple d'application internationale conforme aux recommandations de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique.

Pour atteindre l'objectif de sécurité, l'inspection de contrôle internationale assure que les matières nucléaires restent sous contrôle sécurisé pour être utilisées de façon pacifique. L'approche de mise en œuvre du système de sécurité repose sur un ensemble d'informations pertinentes relevant de la conception de l'installation, de son fonctionnement et de la comptabilité des matières qui est fourni à l'inspection par les autorités nationales et l'exploitant de l'installation, qui ensuite est vérifié conformément à des méthodes et à des procédures communément reconnues.

Les piscines de stockage de grandes usines de retraitement telles que La Hague en France sont sécurisées au moyen d'un grand nombre de techniques utilisées. Ces techniques comprennent la comptabilité des matières nucléaires et le confinement/surveillance (C/S), les essais non destructifs (NDA), la vérification des informations de conception (DIV), ainsi que l'authentification des matériels fournis par l'exploitant. Des matériels de C/S particuliers comprenant de la vidéo surveillance et de la surveillance des rayonnements sans assistance ont été développés et mis en œuvre pour la piscine de combustible usé de La Hague.

Grâce à un haut niveau de fiabilité et aux résultats probants obtenus, ces systèmes de C/S, nommés EMOSS et CONSULHA, améliorent efficacement la sécurité, en particulier celle des zones de stockage du combustible usé où la comptabilité est vérifiée par comptage d'éléments.

- Roof drainage system
- Equipment in cask workshop
- Equipment in washing station
- Equipment in mechanical workshop
- Equipment in electrical and instrument workshops
- Water analysis laboratory equipment
- Indoor lighting system
- Outdoor lighting system
- Power terminals
- Optical fibre transmission
- Internal telephone and intercom systems
- External telephone system
- Alarm system
- Personnel locating system
- Public address system
- Clock system
- Radio equipment
- Television equipment
- Sprinkler system
- Fire alarm
- Security systems

4.3 Storage at reprocessing facilities

4.3.1 Wet storage of spent nuclear fuel

This subclause describes specific nuclear instrumentation dedicated to the control of spent fuel in a storage pond of a nuclear reprocessing plant. It is just an example chosen for its international application linked to the International Atomic Energy Agency.

In order to achieve the objective of safeguards, the international control inspectorate provides assurance that the nuclear material under safeguards remains in peaceful use. The approach to implementing a safeguards system is based on a spectrum of safeguards, relevant information concerning facility design, operation and material accounting that is provided to the inspectorate by state authorities and the facility operator, and then verified according to agreed methods and procedures.

The spent fuel storage ponds of a large reprocessing plant such as La Hague in France are under safeguards by means of a wide range of techniques used. These techniques include the nuclear material accountancy and containment/surveillance (C/S), non-destructive assay (NDA), design information verification (DIV), and authentication of equipment provided by the operator. Specific C/S equipment including video surveillance and unattended radiation monitoring have been developed and implemented in a spent fuel pond of La Hague.

These C/S systems named EMOSS and CONSULHA with a high degree of reliability and conclusiveness provide the opportunity to improve the efficiency of safeguards, particularly as related to spent fuel storage areas where the accountancy is verified by item counting.

4.3.1.1 Fonctionnement des piscines de stockage du combustible usé des usines de retraitement de La Hague

Le domaine des opérations réalisées dans la zone de stockage du combustible va de la manutention des châteaux de transport contenant un certain nombre d'assemblages combustibles au transfert individualisé du combustible usé dans la cellule mécanique. Les assemblages de combustible proviennent de réacteurs bouillants (BWR) et pressurisés (PWR).

On suppose que le combustible usé est transféré dans la cellule mécanique en élément complet sans désassemblage ni conditionnement sous forme de barre de combustible, mais cependant avec retrait de certains dispositifs matériels tels que les boîtes canal (BWR) et les araignées de poison combustible (PWR). Seul un petit nombre d'assemblages sont supposés être endommagés; ils sont alors conditionnés dans un conteneur spécial.

Les assemblages de combustible usé sont déchargés des châteaux de transport dans un délai relativement court après réception de la centrale nucléaire et placés dans les paniers ouverts contenant plusieurs assemblages en piscine.

Les assemblages de combustible usé (SFA) sont retirés soit de l'eau soit directement des châteaux et placés en cellule de transfert.

Sous l'eau, le déchargement tire avantage de la protection et des capacités de refroidissement offertes par ce liquide, lors de l'utilisation des grues pour positionner correctement le château au fond de la piscine de réception et retirer le couvercle. Les assemblages de combustible usé sont extraits du château et placés dans des paniers pour être transférés dans les zones de stockage en piscine.

Le déchargement à sec implique que le château soit directement connecté à la cellule de transfert et que le transfert des assemblages combustible usé soit réalisé un par un à l'aide de système de transfert automatique. Dans tous les cas, les châteaux vides sont sortis de l'installation de déchargement et préparés pour le transport de retour.

Le contrôle opérationnel dans la zone de stockage est basé sur l'identification et la surveillance de tous les transferts des objets comptabilisés dont les mouvements et les localisations sont gérés à l'aide d'une matrice de stockage informatique. La plupart de ces opérations sont réalisées à partir d'une salle de contrôle centralisée.

4.3.1.2 Comptabilité des matières nucléaires

Le contrôle de la comptabilité des matières nucléaires contenues dans les zones de stockage du combustible usé de l'installation de retraitement est basé sur des techniques de comptabilité relatives à l'identification des objets individuels qui contiennent une quantité définie de matière nucléaire. La comptabilité traditionnelle comprend la vérification (par comptage des objets, identification et NDA) de tous les objets transférés à l'intérieur ou à l'extérieur de la zone de stockage (par exemples inventaires des changements), couplée à la vérification de l'inventaire physique (PIV) annuel des objets de la zone. Les contrôles opérationnels et les méthodes de vérification de sécurité sont nécessaires à la fois pour les châteaux et pour les assemblages de combustible usé.

a) Composants des châteaux

Les châteaux de transport sont chargés des assemblages de combustible usé sur le site de la centrale nucléaire. La vérification des assemblages de combustible usé contenus est réalisée à l'usine de retraitement au cours des opérations de déchargement. Les châteaux doivent être déchargés rapidement après réception à l'usine de retraitement, et un scellé peut ou non être posé au départ sur le site de la centrale nucléaire.

4.3.1.1 Operations in a spent fuel storage ponds of la Hague reprocessing plants

The scope of the operations considered in the spent fuel storage area range from handling shipping casks containing a number of spent fuel assemblies to transferring individual spent fuel to the mechanical cell. The spent fuel assemblies are shipped from boiling water reactors (BWR) and pressurized water reactors (PWR).

The spent fuel assemblies transferred to the mechanical cell are assumed to be integral units without prior disassembly and packaging as consolidated fuel rods but with prior removal of such hardware as channel boxes (BWR) and burnable-poison 'spider' (PWR). Damaged assemblies are assumed to be few in number and enclosed in a special container.

The spent fuel assemblies are unloaded from the shipping casks in a relatively short time after receipt from the nuclear power station and placed in open multi-assembly baskets in the pond.

The spent fuel assemblies (SFA) are removed either underwater or direct from the cask into a transfer cell.

Underwater unloading takes advantage of its shielding and cooling properties, using cranes to place the cask suitably prepared deep in a receiving pond and take off the lid. The SFA are removed from the cask and placed in a basket for transfer to the storage area in the pond.

Dry unloading involves coupling the cask directly to a transfer cell and removing the SFA one by one by means of automated transfer system. In either case, empty casks are removed from the unloading station and prepared for return shipment.

Operational control in the storage area is based on identifying and monitoring all transfers of the accountancy items being handled and recording the item locations in a computer-based storage map. Most of these operations are conducted from a central control room.

4.3.1.2 Nuclear material accountancy

The control of nuclear materials accountancy in the spent fuel storage area of a reprocessing plant is based on item accountancy techniques for the individual items identified as containing discrete amounts of nuclear material. Conventional accountancy includes verification (by item counting, identification and NDA) of all the items transferred into and out of the storage area (i.e. inventory changes), coupled with verification of the annual physical inventory (PIV) of the items within the area. Operational control and safeguards verification methods are needed for both casks and spent fuel assemblies.

a) Cask items

A shipping cask would be loaded with spent fuel assemblies at the reactor site. Verification of the SFA contents is performed at the reprocessing plant during the unloading operations. Casks are intended to be unloaded shortly after receipt at the reprocessing plant. A seal may or not be attached at the reactor site.

Lors de la mise en piscine de réception du château ou de sa connexion à la cellule de transfert, des inspecteurs de sécurité vérifient de façon contradictoire la déclaration de l'exploitant concernant le contenu du château, puis les assemblages de combustible usé sont extraits, comptés et identifiés pour être transférés en zone de stockage.

b) Composants des assemblages de combustible usé

Dans l'installation de stockage, les assemblages de combustible usé sont manipulés comme des éléments individuels dès leur déchargement du château de transport dans la piscine de réception ou dans la cellule chaude pour le transfert en zone de stockage.

Durant le déchargement, l'identité de chaque élément individuel peut être vérifiée par comparaison à la déclaration de l'exploitant de la centrale en lisant par le biais de caméras CCTV les numéros de série des assemblages. Du point de vue des inspecteurs de sécurité, cette opération ne peut être réalisée sans surveillance humaine. Dans les piscines, les caméras submergées sont montées sur les murs du canal de transfert, alors que dans la cellule chaude, elles sont résistantes aux rayonnements et montées sur les murs de la cellule équipés de miroirs. La surveillance et les tests des caractéristiques réalisés par des systèmes mesurant les neutrons et les émissions gamma permettent de détecter les gros défauts des assemblages de combustible usé.

Ce système permet de réaliser des vérifications sans assistance humaine, par comptage et tests NDA des objets transférés dans la zone de stockage.

Durant l'entreposage, l'inventaire des assemblages de combustible usé est vérifié annuellement lors du PIV par

- l'examen des registres d'inventaires tenus à jour par le système informatisé de l'exploitant pour la comptabilité des matières nucléaires, qui fournit aux inspecteurs de sécurité des informations à jour basées sur l'enregistrement de tous les mouvements d'assemblages de combustible usé à l'intérieur ou à l'extérieur de la zone de stockage;
- le comptage visuel des assemblages de combustible dans les paniers de stockage par des appareils de visualisation par effet Cerenkov (CVD).

Lors des PIV annuels, l'inventaire des assemblages de combustible usé dans la piscine de réception ou dans la cellule chaude devrait être réduit ou nul.

Les assemblages de combustible usé transférés de la zone de stockage vers la cellule mécanique sont comptés et identifiés de façon individuelle. L'identification des assemblages dans les paniers de transfert de la piscine au point de transfert est confirmée par des caméras CCTV.

4.3.1.3 Mesures de surveillance et de confinement

Les mesures de surveillance et de confinement jouent deux rôles majeurs dans la sécurisation des zones de manutention et de stockage du combustible usé pour

- assurer la complétude des données comptables relatives à l'inventaire des changements, tels que la réception et le transfert du combustible usé;
- garantir de façon continue la validité des informations relatives aux éléments vérifiés durant l'entreposage et ainsi réduire les mesures comptables nécessaires et la fréquence des inspections.

Le haut niveau de protection exigé pour manipuler le combustible irradié entraîne la mise en place de mesures de confinement qui facilitent la sécurisation. De grands et lourds châteaux sont nécessaires pour le transport du combustible usé hors des installations protégées. L'équipement lourd nécessaire pour la manutention de tels châteaux limite les possibilités d'accès aux installations et aux zones d'entreposage dans les usines où les châteaux pourraient être déchargés.

The content of the cask is currently verified by safeguards inspectors against the operator's declaration when the cask is placed in the receiving pond or coupled to a transfer cell, and the SFAs are removed, counted and identified for transfer to storage.

b) SFA items

Spent fuel assemblies are handled as individual items in the storage facility upon unloading the shipping cask in the receiving pond or in a hot cell for transfer to the storage area.

During unloading, the identity of the individual items could be verified for comparison with the reactor operator's declaration by reading the assembly serial numbers using CCTV cameras. This operation cannot be assured for safeguard inspectors in unattended mode. In a pond system, the cameras are underwater units mounted in the wall of the transfer channel and, in the hot cell, they are radiation-resistant units mounted on the cell wall and fitted with mirrors. Monitoring and attribute testing with systems measuring the neutron and gamma emissions could serve to detect gross defects in the individual SFA.

This system permits unattended verification by item counting and NDA testing of items transferred into storage area.

During storage, the inventory of SFA is verified at the annual PIV by

- examination of the inventory records maintained by the operator's computer system for nuclear materials accounting, which could provide to the safeguard inspector up-dated information based on records of all SFA movements into and out the storage area;
- visual counting of fuel assemblies in the storage baskets with a Cerenkov viewing device (CVD).

The inventories of SFA in the receiving pond and hot cell are expected to be low or zero at the annual PIV.

SFA transferred out of the storage area to the mechanical cell are counted and identified on an individual basis. Identification of the assemblies in a transfer basket in the pond at the transfer points is confirmed by CCTV cameras.

4.3.1.3 Containment and surveillance measures

Containment and surveillance measures serve two major roles in safeguarding the spent fuel storage and handling areas to

- ensure the completeness of accountancy data on inventory changes, such as spent fuel receipts and transfers;
- maintain continuity of knowledge for verified items during storage and thereby reduce the need for item accountancy measures and the frequency of inspections.

The extensive shielding required for safe handling of irradiated fuel provides inherent containment features that facilitate safeguards. Large and heavy casks are necessary for the transport of spent fuel outside a shielded facility. The heavy-duty equipment required for handling such casks limits the number of access ways to a storage facility and the places in a facility where the casks could be unloaded.

Le déchargement à sec des châteaux nécessite une connexion spéciale à la cellule de transfert où le combustible usé peut être manipulé à distance dans des cellules fortement blindées. Les transferts extérieurs des cellules de transfert vers les zones de stockage nécessitent de l'équipement lourd très spécialisé. De la même façon, le déchargement des châteaux sous l'eau nécessite des grues lourdes et des piscines profondes. Une piscine avec une zone de stockage peu profonde équipée seulement d'une grue de capacité moyenne ne permettrait pas de charger des assemblages de combustible usé dans des châteaux de transport classiques. Les caractéristiques de confinement limitent les types et les endroits auxquels peuvent se faire les opérations de manutention, ce qui peut faciliter la mise en place de mesures de surveillance efficaces.

a) Composants des châteaux

Des mesures de surveillance sont mises en place dans les opérations de transfert lors des déchargements à sec et sous l'eau.

Dans le cas du déchargement à sec, une surveillance optique est réalisée par des caméras résistantes aux rayonnements de conception particulière et placées dans une niche de la cellule de transfert. Les caméras équipées de miroirs ont un champ de vue optimisé qui permet la surveillance de la zone de déchargement des châteaux et de la zone de chargement des paniers avant le transfert à la piscine de stockage. Les caméras CCTV situées sous l'eau dans la piscine de stockage sont utilisées pour vérifier le déplacement des paniers à l'intérieur et à l'extérieur de la cellule chaude.

Ces caméras sont branchées au moyen d'un réseau de fibre optique à un système d'enregistrement appelé Euratom multi optical surveillance system (EMOSS).

La présence de matière nucléaire est déterminée par des détecteurs de neutrons et de rayonnement gamma placés au-dessus des paniers.

b) Déchargement sous eau

Pour la piscine de stockage NPH2 de La Hague, un système de surveillance sans assistance humaine appelé CONSULHA et une surveillance par vidéo appelée EMOSS ont été mis en œuvre.

NPH2 est un atelier de déchargement sous eau de l'usine UP2-800.

Ce système est conforme aux exigences de l'AIEA pour ce qui concerne les vérifications associées aux assemblages de combustible usé.

Ce système comprend ce qui suit.

1) Des détecteurs de radiations nucléaires

Il y a deux chambres à fission, une tenant le rôle de secours de l'autre et deux détecteurs gamma (détecteurs silicium). Les détecteurs au silicium sont positionnés de telle façon que la direction de tout mouvement du combustible puisse être vue.

Une armoire située près de la piscine contient un pré amplificateur électronique et assure la fourniture électrique de la haute tension des détecteurs ainsi que l'amplification et le conditionnement des signaux avant transmission au « bureau d'inspection » accrédité par l'AIEA.

2) Un système vidéo

Une unité de contrôle gère deux caméras et assure la compression vidéo, la détection de mouvement de premier plan ainsi que le stockage et la récupération des données adéquats. Le système EMOSS assure la protection des câbles des caméras contre la malveillance. Ces caméras sont placées dans des boîtes hermétiques.

De plus, un système EMOSS séparé jouant le rôle station de contrôle se trouve dans le bureau des inspecteurs.

Dry unloading of casks requires special coupling to a transfer cell where the spent fuel can be handled remotely within heavily shielded cells. Transfers outside a transfer cell to a storage vault position would require large and highly specialized equipment. Similarly, unloading a cask underwater requires a heavy-duty crane and a deep pond. In a pond with a shallow storage area equipped with a medium duty fuel crane only, the system would not permit loading SFA into a normal shipping cask. The containment features limit the types and locations of spent fuel handling operations and could thus contribute to the effective use of surveillance measures.

a) Cask items

Surveillance measures are used in cask transfer operations for both dry and underwater unloading.

In the case of dry unloading, optical surveillance is carried out by specially designed radiation-resistant cameras located in a port of the transfer cell. The cameras fitted with mirrors have an optimized field of view enabling the monitoring of the unloading cask area and the basket loading zone before transfer to the storage pond. Underwater CCTV cameras in a storage pond are used to verify basket movement in and out of the hot cell.

These cameras are linked by means of fibre optic network to a recording system called Euratom multi-optical surveillance system (EMOSS).

The presence of nuclear materials is determined by gamma and neutron detectors placed above the basket.

b) Wet unloading

At the storage pond NPH2 of La Hague, an unattended monitoring system, named CONSULHA, and a video surveillance, named EMOSS, have been implemented.

NPH2 is a wet unloading workshop of the UP2-800 plant.

This system meets the IAEA requirements regarding verification of spent fuel assemblies.

This system includes the following.

1) Nuclear radiation detectors

There are two fission chambers, one acting as a backup to the other and two gamma detectors (silicon detectors). The silicon detectors are spaced in such manner that the direction of the spent fuel movement can be seen.

A cabinet near the pond contains the pre-amplifier electronics and provides high voltage to the detectors as well as amplification and signal conditioning circuitry before transmission to a specific "inspectorate office" dedicated to the IAEA.

2) Video system

A controller unit handles two cameras and provides video compression, front-end motion detection and adequate data storage and retrieval. The EMOSS system provides alarm tampering capabilities for the cabling from the cameras. These cameras are placed in a watertight box.

In addition, a separate EMOSS is located in the "inspectorate office" as the review station.

3) Des composants des assemblages de combustible usé

Des mesures de surveillance sont utilisées pour garantir de façon continue la validité de l'information relative aux assemblages de combustible usé, vérifiés, situés dans les zones de stockage durant l'intervalle de temps séparant deux PIV. Tous les mouvements d'assemblages de combustible usé dans la zone sont enregistrés par le système de surveillance des inspecteurs et le système informatique de l'exploitant. Les paniers sont utilisés directement pour le stockage ou comme moyen de transfert et peuvent être vidés par la machine de manutention du combustible dans la cellule mécanique. Les transferts de sortie de l'installation sont observés par les caméras sous-marines CCTV juste avant la cellule mécanique.

4.3.1.4 Système de surveillance sans assistance humaine CONSULHA

Le système CONSULHA (containment surveillance for low or high activity) est un système de surveillance sans assistance humaine pour le confinement et la surveillance des assemblages de combustible usé.

Le principe du système consiste à détecter tout mouvement des assemblages de combustible usé entrant ou sortant de la zone surveillée, dans une piscine de stockage, une zone tampon ou une cellule chaude.

De plus, les systèmes doivent pouvoir fonctionner sans assistance humaine pendant un minimum de 3 mois et donc ils doivent avoir une place mémoire suffisante pour les archives historiques des mouvements (spectres gamma et neutroniques) pour la période donnée.

Les composants de CONSULHA comprennent

- des détecteurs neutroniques qui sont des chambres à fission lorsque les débits de dose gamma sont élevés (plus de 0,5 Gy/h) ou sinon des compteurs proportionnels;
- des détecteurs gamma choisis en fonction de leur sensibilité. Ce peut être des détecteurs à scintillation ou des détecteurs au silicium. Généralement, les détecteurs neutroniques et de rayons gamma sont scellés dans des coffrets lourds en acier inoxydable. La conception de ces détecteurs dépend des caractéristiques de chaque site;
- électronique: haute tension, amplificateur, module d'acquisition;
- tampon permettant la communication entre les systèmes numériques et les systèmes d'acquisition;
- système d'enregistrement des données analogiques (enregistreur de données) pour les fonctionnalités redondantes;
- système d'enregistrement numérique (PC pour le traitement des données).

Parfois, le système CONSULHA est alimenté en énergie par une source non interruptible (onduleur) qui assure le secours en cas de perte de l'alimentation principale.

De plus, le système CONSULHA permet d'authentifier et de résister à la malveillance par:

- la mise sous alarme des ouvertures de portes;
- la possibilité d'utiliser des mots de passe pour les inspecteurs;
- l'estampillage des données relatives aux rayonnements gamma et neutroniques;
- la protection et le verrouillage des logiciels d'acquisition;
- la protection des câbles dans des gaines en acier inoxydable;
- la pose de scellés sur les portes et sur les armoires.

A l'usine de retraitement de La Hague, le système CONSULHA est mis en œuvre pour détecter tous mouvements des assemblages de combustible usé, lors du déchargement, durant le stockage en piscine et avant le découpage pour être retraités.

3) SFA

Surveillance measures are used to maintain continuity of knowledge of the verified SFA in storage during the time intervals between PIV. All movements of SFA within the area are recorded by the surveillance system of the safeguard inspectors and in the operator's computer system. The baskets are used directly for storage or as a transfer unit that could be emptied by a fuel-handling machine in the mechanical cell. The outgoing transfer station before the mechanical cell is observed by underwater CCTV camera.

4.3.1.4 The unattended monitoring system CONSULHA

The CONSULHA (containment surveillance for low or high activity) is an unattended monitoring system for the C/S of spent fuel assemblies.

The main philosophy of this system is to detect any movements of SFA, coming "in or out" of the area detection, in a storage pond, a hatch or a hot cell.

In addition, the systems shall be left unattended for a minimum of 3 months, and therefore have enough storage capacity to maintain an archive history of the movements (gamma and neutron spectrum) for the defined period.

Components of CONSULHA include

- neutron detectors that are fission chambers when the gamma dose rate is high (more than 0,5 Gy/h) or, if not, proportional counters;
- gamma detectors that are chosen according to sensitivity. They can be either scintillator detectors or silicon detectors. Generally, gamma and neutron detectors are sealed in one heavy stainless steel enclosure. The design of these detectors depends on the characteristics of each site;
- electronics: high voltage, amplifier, an acquisition module;
- buffer, which allows communication between a computer and the acquisition system;
- analogue data recording device (data logger), for redundant capability;
- digital recording system (PC data-processing computer).

Sometimes, the CONSULHA system is powered by an uninterruptible power supply, which provides backup power in case of main power failure.

In addition, the CONSULHA system provides authentication and tamper resistance such as:

- door-opening alarm;
- possibility of the use of passwords by inspectors;
- date-stamped gamma and neutron radiation data;
- locked and booby-trapped acquisition software;
- cables protected by stainless steel conduits;
- physical seals on cabinet and doors.

At the reprocessing plant of La Hague, CONSULHA systems are implemented in order to detect any movements of spent fuel assemblies, when they are unloaded, during their storage in ponds and before cutting to be reprocessed.

Déchargement à sec:	le système CONSULHA est installé dans la cellule T0 de l'usine UP3.
Déchargement sous eau:	le système CONSULHA est installé dans la piscine NPH2 de l'usine UP2-800.
Découpage:	un système CONSUHLA est installé dans la cellule T1 de l'usine UP3 et l'autre dans la cellule R1 de l'usine UP2-800.

Lorsqu'au niveau de la sécurité l'AIEA a du faire face à la diminution des budgets et à l'augmentation des activités dans de nouveaux domaines, cette technique sans assistance humaine a joué un rôle très important. En outre, l'expérience acquise lors du développement et lors de la mise en œuvre du système CONSUHLA a montré que cette technique n'apportait pas seulement des gains dans le domaine de la sécurité relevant de l'Agence mais aussi pour l'exploitant.

4.3.1.5 Le système de vidéo surveillance EMOSS

Un système d'enregistrement vidéo digital (EMOSS) avec un dispositif multi-caméras vidéo est en général mis en œuvre pour compléter les systèmes sans assistante humaine.

Ce système permet de surveiller au moins quatre caméras. Ces caméras sont du type CCTV et satisfont au minimum aux critères suivants:

- Sensibilité minimale: 0,2 lx avec filtre IR ou 0,04 lx sans filtre IR
- Capteur d'image: CCD (8,8 mm × 6,6 mm)
- Définition de l'image: 680 pixels × 490 pixels
- Sortie vidéo: 1 V, 75 Ω
- Signal/bruit: supérieur à 50 dB
- Température autorisée de fonctionnement: –5 °C to + 50 °C

Chaque caméra est équipée d'un indicateur de ligne vidéo protégée contre la malveillance. En outre, généralement, le moyen de stockage doit être capable de gérer au moins 30 000 images par caméra.

Généralement, un système EMOSS séparé se situe dans le bureau des inspecteurs et sert de station de contrôle. Le logiciel de contrôle est convivial et permet de confirmer les mouvements de combustible.

4.4 Entrepôts définitifs de déchets radioactifs d'exploitation et de démantèlement

4.4.1 Exemple de la Suède: Description de l'installation

En Suède, l'entrepôt définitif de déchets radioactifs d'exploitation (SFR) a été construit dans du rocher métamorphique cristallin, à une profondeur de 60 m sous la mer Baltique à côté de Forsmark. Cette installation fonctionne depuis 1988. Tous les déchets LILW à vie courte produits lors de l'exploitation des centrales nucléaires suédoises sont stockés dans le SFR, avec les déchets radioactifs issus de la médecine et d'autres activités industrielles et de recherche. Le SFR comprend quatre cavernes rocheuses et un silo avec des pièces différentes pour les différents types de déchets (voir Figure 5).

Deux tunnels parallèles vont de la surface à la zone d'entreposage. Un tunnel est utilisé pour transporter les conteneurs vers la zone de stockage. L'autre est utilisé pour le transport du personnel et pourrait aussi servir pour toutes extensions du SFR. Les déchets de catégorie intermédiaire, principalement des filtres résine solidifiés utilisés pour la purification de l'eau primaire des réacteurs, sont entreposés dans un silo béton de 25 m de diamètre et de 50 m de profondeur. Ces déchets renferment la majeure partie de la radioactivité contenue dans le SFR.

Dry unloading:	CONSULHA is installed in cell T0 of the UP3 plant.
Wet unloading:	CONSULHA is installed in pond NPH2 of the UP2-800 plant.
Cutting:	One CONSULHA is installed in cell T1 of the UP3 plant; the other one in cell R1 of the UP2-800 plant.

In a period when IAEA safeguards face a slowdown in budget and an increase in activities in new areas, this unattended monitoring technique plays a very important role. Moreover, the experience gained with the development and the implementation of the CONSULHA system shows that this technique is not only beneficial for the implementation of IAEA safeguards but also for the operator.

4.3.1.5 The video surveillance system EMOSS

A digital video recording system (EMOSS) with multi-camera video is generally implemented to complement the unattended monitoring system.

This system can monitor at least four cameras. These cameras are CCTV and meet the following minimum requirements.

- Minimum sensitivity: 0,2 lx with IR filter or 0,04 lx without IR filter
- Image sensor: CCD (8,8 mm × 6,6 mm)
- Picture elements: 680 pixels × 490 pixels
- Video output: 1 V, 75 Ω
- Signal/Noise: better than 50 dB
- Operating temperatures: –5 °C to +50 °C

Each camera is equipped with a tamper-proof video line indicator. Moreover, generally, the storage medium shall be able to handle at least 30 000 images per camera.

Generally, a separate EMOSS is located in the inspectorate's office as a review station. The review software is user-friendly and confirms with fuel movements.

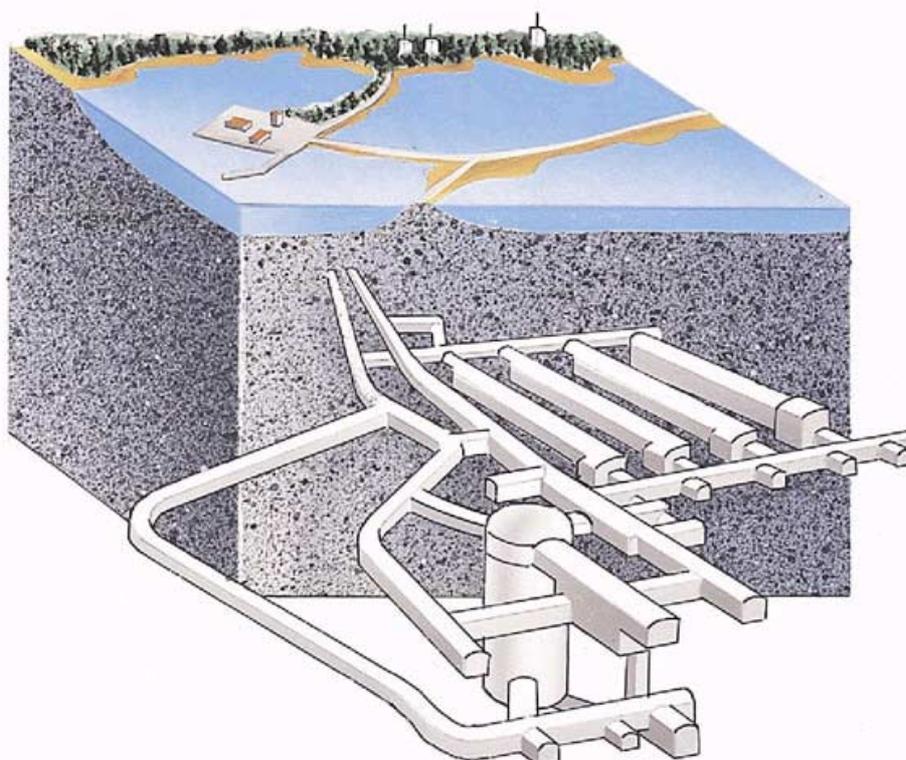
4.4 Final repositories for radioactive operational and decommissioning waste

4.4.1 Example of Sweden: Description of the facility

In Sweden, the final repository for radioactive operational waste (SFR) was constructed in crystalline metamorphic rock, at a depth of 60 m under the Baltic Sea near Forsmark. This facility has been operating since 1988. All the short-lived LILW from operation of the nuclear power plants in Sweden is disposed in the SFR, along with radioactive waste from medical sources, industry and research activities. In the SFR there are four rock vaults and a silo with room for different types of waste (see Figure 5).

Two parallel tunnels run from the surface down to the repository. One tunnel is used to carry the transport containers down to the repository. The other is used for personnel transport and could also be used in connection with any future expansion of SFR. Intermediate levels wastes, mainly solidified filter resins from purification of reactor water are disposed of in a concrete silo of 25 m diameter and 50 m depth. This waste contains most of the radioactivity

Le silo a été coulé dans une chambre rocheuse cylindrique. L'espace entre le silo et le rocher a été comblé avec de la bentonite qui assure l'étanchéité contre l'eau. Les déchets sont placés dans des gaines verticales dans le silo, qui sont comblées avec du béton. Les déchets radioactifs de niveau le plus faible, nécessitant donc un confinement moins important, sont stockés dans des cavernes rocheuses de 160 m de long.



IEC 503/05

Figure 5 – Modèle d'entrepôt définitif pour déchets d'exploitation radioactifs (SFR)

4.5 Conditionnement

Les déchets d'exploitation sont généralement conditionnés et transportés dans des tambours d'acier, des tambours en fibre, des boîtes en fibres ou des combinaisons de ces moyens. La seule fonction instrumentée nécessaire au niveau du conditionnement des déchets d'exploitation est la surveillance des rayonnements pour vérifier que le débit de dose surfacique est inférieur à 2 mSv/an.

4.6 Entrepôts accessibles de combustible nucléaire utilisé

4.6.1 Entrepôt profond dans le granit

4.6.1.1 Description de l'installation

La principale alternative suédoise est la méthode KBS-3 qui est comparable à la méthode finlandaise. Conformément à cette méthode, le combustible utilisé est encapsulé dans des boîtes en cuivre et placé dans des trous tapissés d'argile à 500 m de profondeur dans un lit rocheux.

L'entrepôt de stockage en profondeur comprend deux parties, les installations de surface et l'entrepôt souterrain. Les installations de surface comprennent l'usine de fabrication de blocs de bentonite pour tapisser les trous des conteneurs et aussi une zone de réception pour les châteaux de transport et les conteneurs de combustible. On accède aux entrepôts souterrains

in the SFR. The silo has been cast within a cylindrical rock chamber. The space between the silo and the rock has been filled with bentonite clay which seals against the water flow. The waste is placed in vertical shafts in the silo, which are subsequently backfilled with concrete. Wastes with lower levels of radioactivity, and hence requiring less containment, are disposed of in the 160 m long rock vaults.

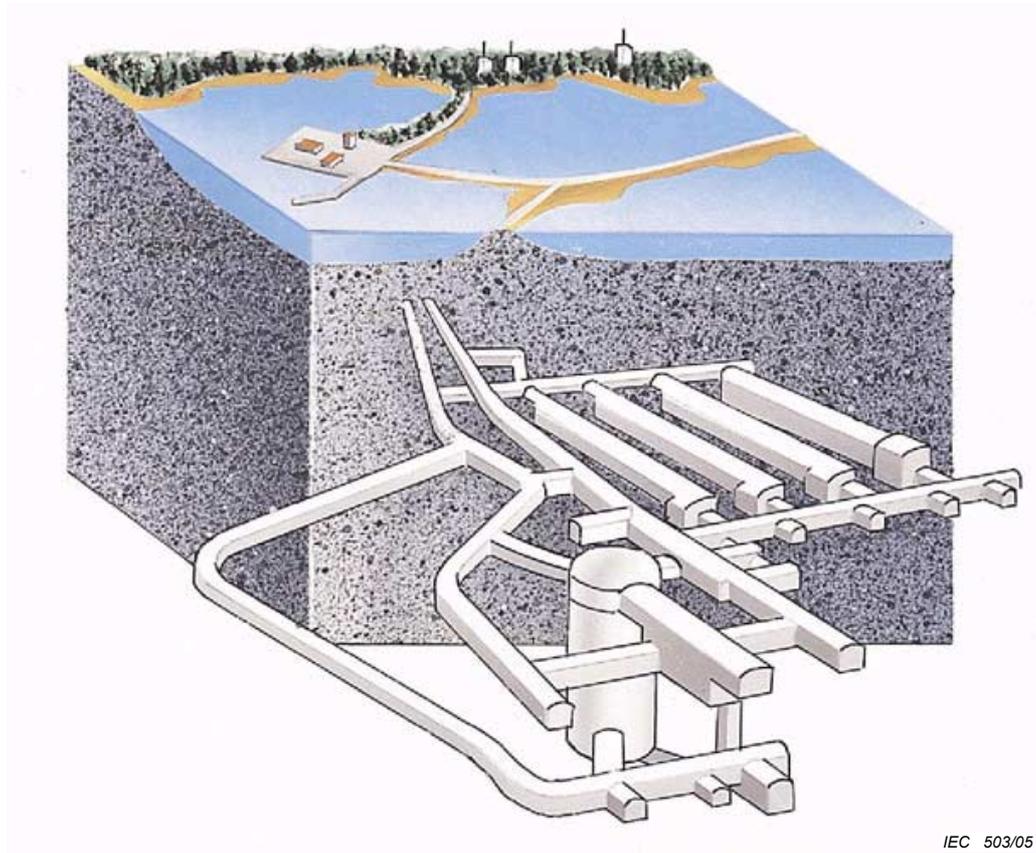


Figure 5 – Layout for the final repository for radioactive operational waste (SFR)

4.5 Packaging

Operational wastes are typically packaged and transported in steel drums, fibre drums, fibre boxes, or some combination of these. The only instrument function necessary to support packaging of operational waste is radiation monitoring to verify that the surface dose rate is less than 2 mSv/year.

4.6 Retrievable repositories for spent nuclear fuel

4.6.1 Deep repositories in granite

4.6.1.1 Description of the facility

The main alternative in Sweden is the KBS-3 method which is similar to the Finnish method. According to this method, the spent nuclear fuel is encapsulated in copper canisters and placed in clay-lined holes 500 m down in the bedrock.

The deep repository consists of two parts, a surface facility and an underground repository. The surface facility contains a factory for the fabrication of bentonite blocks for lining the canister holes and also a receiving station for transport casks with fuel canisters. The underground repository is reached by a long access tunnel down to 500 m below the surface and consists of a system of a deposition tunnel containing a number of vertical holes in which

à 500 m sous la surface par un long tunnel d'accès; cet entrepôt est constitué d'un système de tunnel d'entrepôt contenant un certain nombre de trous verticaux dans lesquels les conteneurs de combustible en cuivre seront finalement déposés. Lorsque tous les trous d'un tunnel d'entrepôt sont pleins, le tunnel est comblé par un mélange d'argile et de rochers concassés (Figure 6). L'accès principal au tunnel est comblé lorsque tout le combustible a été entreposé.

Une des conditions importantes portant sur l'entrepôt profond est que les conteneurs de combustible puissent être récupérés si, dans le futur, il est décidé que la récupération du combustible est nécessaire.

Avant que les assemblages de combustible ne soient transportés à l'entrepôt profond, ils sont enfermés dans des conteneurs en cuivre dans une usine de conditionnement spécialisée. Les conteneurs sont fabriqués dans une usine particulière à part et remplis de combustible usé à l'usine de conditionnement. Les assemblages de combustible sont sortis de la piscine de stockage du CLAB (installation de stockage intermédiaire, voir 4.2.1) et transférés dans les piscines de l'usine de conditionnement. Là le combustible est identifié et vérifié avant d'être trié. Le combustible est ensuite sorti de la piscine et placé dans la cellule de manutention, où il est séché à l'air chaud avant d'être mis en conteneur. Le conteneur est placé dans la cellule de telle façon que l'intérieur en soit accessible de la cellule alors que l'extérieur est protégé de la contamination par la radioactivité. Lorsque le conteneur est plein un couvercle en acier est posé sur l'ouverture.

Les conteneurs de cuivre pleins pèsent 25 tonnes, dont 7,5 tonnes de cuivre et 14 tonnes d'internes en acier. Dans chaque conteneur, on peut mettre 12 assemblages de combustible de BWR ou 4 de PWR et celui-ci mesure 5 m de long et 1 m de diamètre (Figure 6). Le cuivre est utilisé car sa corrosion par l'eau souterraine pauvre en oxygène présente à 500 m sous terre dans le lit rocheux est très lente. Les calculs montrent que le conteneur devrait rester intact pendant au moins un million d'années. Cela est bien supérieur aux 100 000 ans qui représentent le temps minimal durant lequel les barrières de stockage doivent jouer leur rôle. Approximativement 4 500 de ces conteneurs seront nécessaires pour contenir le combustible usé produit d'ici 2025.

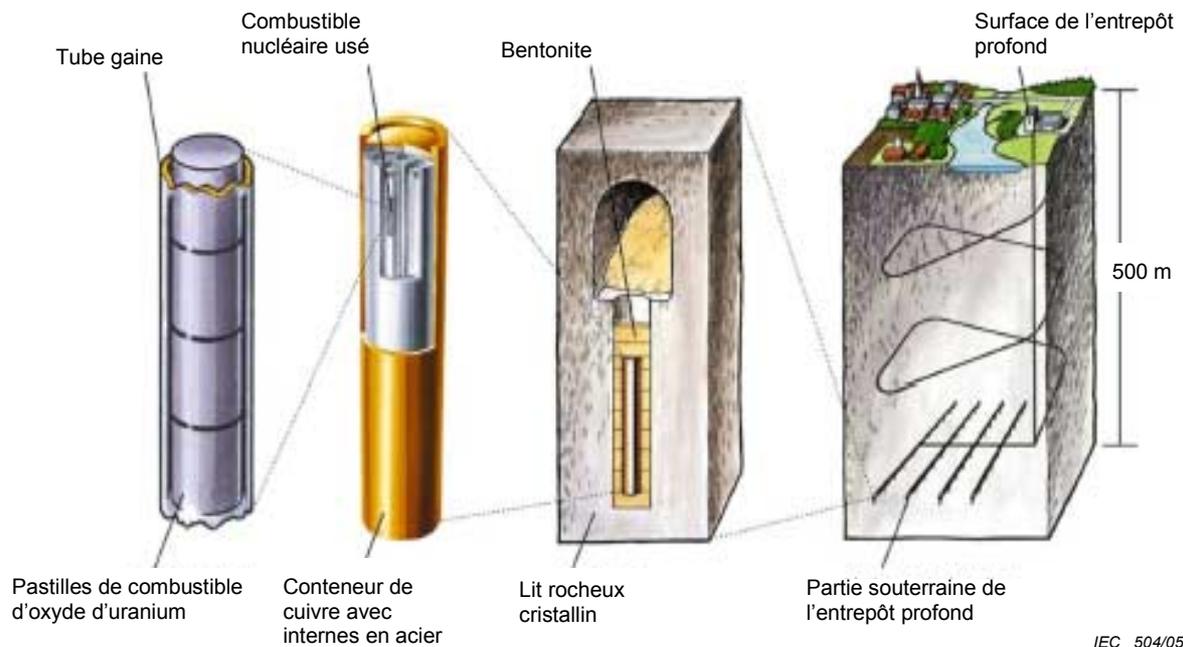


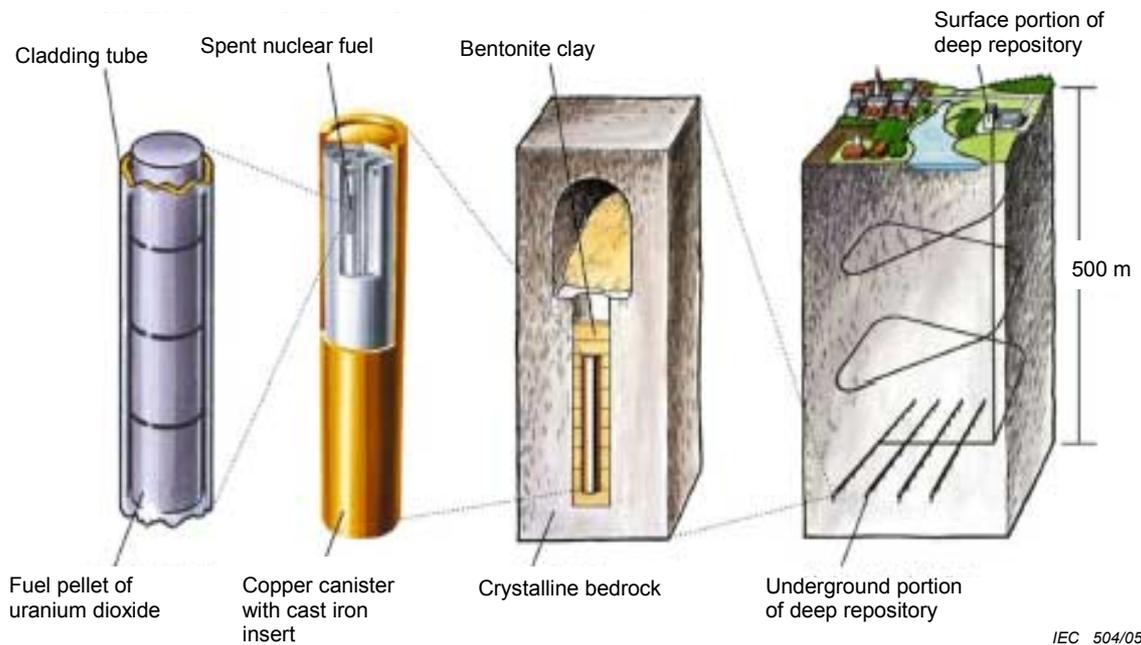
Figure 6– Système suédois d'entrepôt profond

the copper canisters with spent fuel will be finally placed. When all the holes in the deposition tunnels are full, the tunnel is backfilled with a mixture of clay and crushed rock (Figure 6). The main access tunnel is backfilled when all fuel has been deposited.

One important condition on the deep repository is that the canisters shall be retrievable if, in the future, it is decided to recover the fuel for some reason.

Before the fuel assemblies are transported to the deep repository, they will be encapsulated in copper canisters in a special encapsulation plant. The canisters are fabricated at a separate facility and filled with spent fuel in the encapsulation plant. The fuel assemblies are lifted up out of the storage pools in CLAB (interim storage facility, see 4.2.1) and transferred to pools in the encapsulation plant. There the fuel is identified and checked before being sorted. The fuel is then lifted up out of the pool and placed in the handling cell, where it is dried by hot air before being placed in the canister. The canister has been docked to the cell so that the inside is accessible from the cell while the outside is protected against radioactive contamination. When the canister is full, a steel lid is fastened to the cast insert.

The filled copper canister weight will be 25 tonnes of which 7,5 tonnes is copper and 14 tonnes is iron insert. Each canister can hold 12 BWR or 4 PWR fuel assemblies and is 5 m long and 1 m in diameter (Figure 6). Copper is used as it corrodes very slowly in the oxygen-poor ground water that is present 500 m down in the bedrock. Calculations show that the canister will probably remain intact for at least one million years. This is much longer than 100 000 years, which is set as the minimum length of time the barriers in the repository shall function. Altogether, approximately 4 500 canisters will be needed to cover the spent fuel produced up to the year 2025.



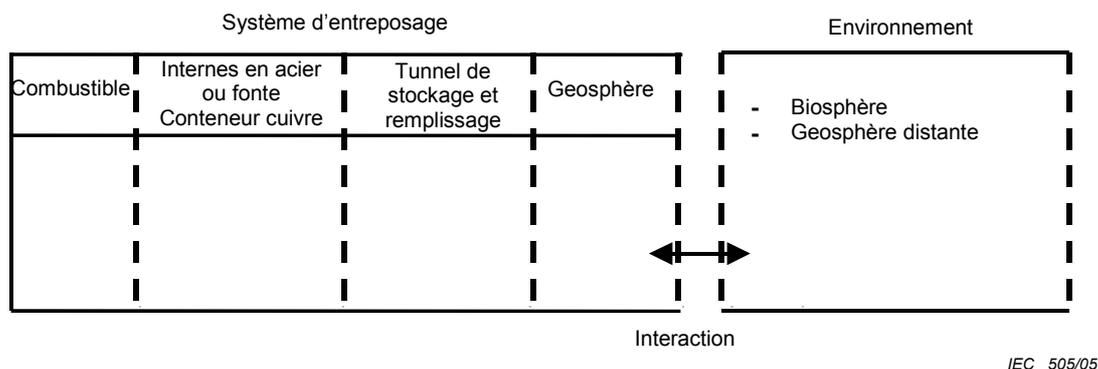
IEC 504/05

Figure 6 – Swedish system for a deep repository

4.6.1.2 Description du système

Le système de stockage comprend un certain nombre de barrières consécutives ou de sous systèmes, dans lesquels les sous systèmes internes sont complètement enveloppés par les sous systèmes externes (Figure 7). Le combustible est situé au cœur du système. Le conteneur enveloppe le combustible; le tunnel de stockage, les matériaux de remplissage du tunnel et les gaines enveloppent tous les conteneurs. Les zones tampons et tous les matériaux de remplissage sont enveloppés dans la géosphère. L'extérieur de la géosphère, décrit comme l'environnement, est constitué de la biosphère etc. Cela signifie que le système d'entrepôt peut être représenté unidimensionnellement par quatre sous systèmes en contact qui interagissent les uns avec les autres.

Le tunnel de stockage et les matériaux de remplissage sont décrits comme un seul sous système pour deux raisons. Premièrement, ils ont une composition et des propriétés comparables et, deuxièmement, la situation obtenue est telle que le tunnel de stockage et les matériaux de remplissage n'ont qu'une frontière extérieure avec la géosphère. Si le tunnel de stockage et les matériaux de remplissage étaient décrits comme des éléments séparés, le tunnel de stockage aurait des frontières avec en même temps la géosphère et les matériaux de remplissage, et la simplicité de la description unidimensionnelle serait perdue.



NOTE Comme un sous système interne est complètement enveloppé par les sous systèmes externes, le système d'entreposage peut être représenté de façon unidimensionnelle comme dans la figure ci-dessus.

Figure 7 – Le système d'entreposage est constitué des sous système combustible, conteneur, tunnel de stockage/matériaux de remplissage et géosphère

4.6.2 Entrepôt sous une montagne volcanique

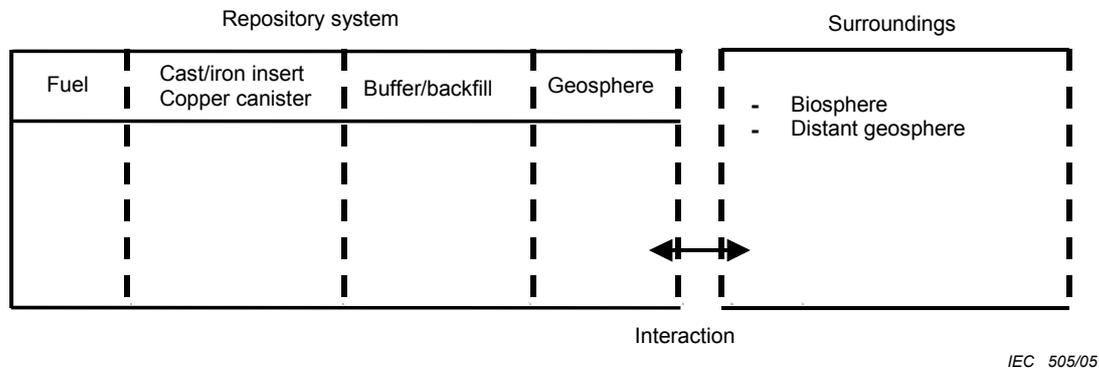
L'entrepôt géologique de Yucca Mountain, Nevada USA, est une grande caverne souterraine associée à un réseau de galeries (tunnels) servant de zones d'emplacement pour le combustible usé et les déchets de haut niveau radioactif. Le rail, les camions traditionnels ou les convois spéciaux assureront le transport du combustible nucléaire usé ou des déchets de haut niveau radioactif des sites de stockage actuels à cet entrepôt. Des barges pourront transporter le combustible nucléaire usé des sites aux points de transfert routiers ou ferroviaires. Les transporteurs assureront le voyage des matières dans des conteneurs certifiés par la Nuclear regulatory commission conçus pour transporter des matières nucléaires avec un risque minimal pour la santé publique, la sûreté et l'environnement.

La Figure 8 illustre les concepts de stockage provisoire du combustible nucléaire usé et des déchets de haut niveau radioactif sur les sites de stockage, de transport de ces matériaux vers l'entrepôt présenté ici et de dépôt des matériaux dans la zone d'emplacement prévue. A l'entrepôt, les matériaux seront chargés dans des conteneurs de déchets. Les conteneurs de déchets remplis seront scellés à la fermeture, devenant ainsi des paquets de déchets. Les paquets de déchets seront déplacés sous terre par rail. Des véhicules de manutention commandés à distance placeront les paquets de déchets dans les zones d'emplacement.

4.6.1.2 System description

The repository system consists of a number of consecutive barriers or subsystems, where the internal subsystems are completely surrounded by the external ones (Figure 7). Innermost in the system is the fuel. Canisters surround all the fuel, and buffer and backfill material in tunnels and shafts surround all canisters. All buffer and backfill is surrounded by geosphere. Outside the geosphere is what is meant by the “surroundings”, consisting of the biosphere, etc. This means that the repository system can be represented one-dimensionally with four subsystems that directly border on and interact with each other.

Buffer and backfill are described as a single subsystem for two reasons: Firstly, they have similar composition and properties, and, secondly, a situation is then obtained where buffer and backfill only border outwardly on the geosphere. If buffer and backfill were described as separate parts, the buffer would border on both geosphere and backfill, and the simplicity of the one-dimensional description would be lost.



NOTE Since the internal subsystems are completely surrounded by the external ones, the repository can be represented one-dimensionally as in the above figure.

Figure 7 – The repository system consists of the subsystems fuel, canister, buffer/backfill and geosphere

4.6.2 Repository in a volcanic mountain

The geologic repository at Yucca Mountain in Nevada USA, is a large underground excavation with a network of drifts (tunnels) serving as the emplacement area for spent nuclear fuel and high-level radioactive waste. Rail, legal-weight trucks, or heavy-haul trucks would provide most of the transportation of spent nuclear fuel and high-level radioactive waste from the present storage sites to the repository. Barges could move spent nuclear fuel from some sites to rail and truck transfer points. Shippers would transport the materials in Nuclear regulatory commission-approved shipping containers designed to transport radioactive materials with minimal risk to the public health and safety and to the environment.

Figure 8 shows the concept of temporary storage of spent nuclear fuel and high-level radioactive waste at storage sites, transporting these materials to the proposed repository, and disposing of the materials in an emplacement area. At the repository, the material would be loaded in disposal containers. The filled disposal containers would be sealed, thereby becoming waste packages. The waste packages would be moved underground by rail.

Les paquets de déchets, conçus pour rester intact au minimum des milliers d'années, font partie d'un système de barrières organisé dans la montagne qui isole le combustible nucléaire usé et les déchets de haut niveau radioactif de l'environnement. Le système de barrières organisé, combiné avec les propriétés géologiques et hydrologiques du site de Yucca Mountain, garantissent que les risques de rejets de matières radioactives après fermeture de l'entrepôt sont conformes aux normes de performance applicables au confinement et à l'isolement des déchets pour 10 000 ans et plus.

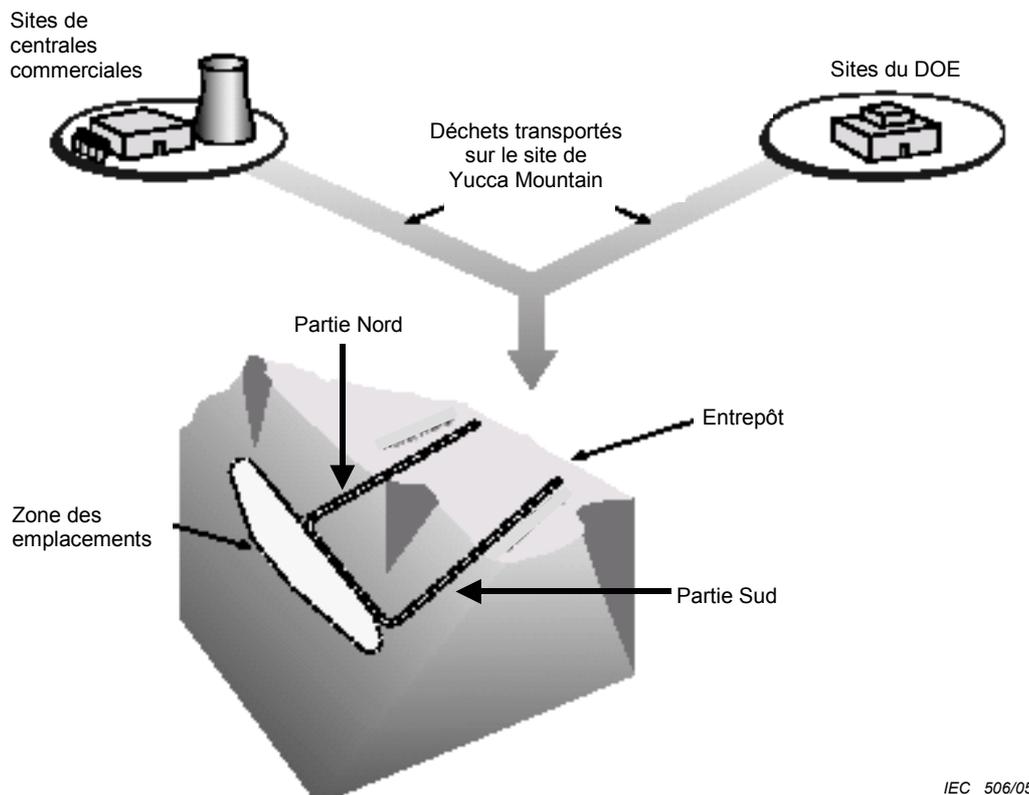


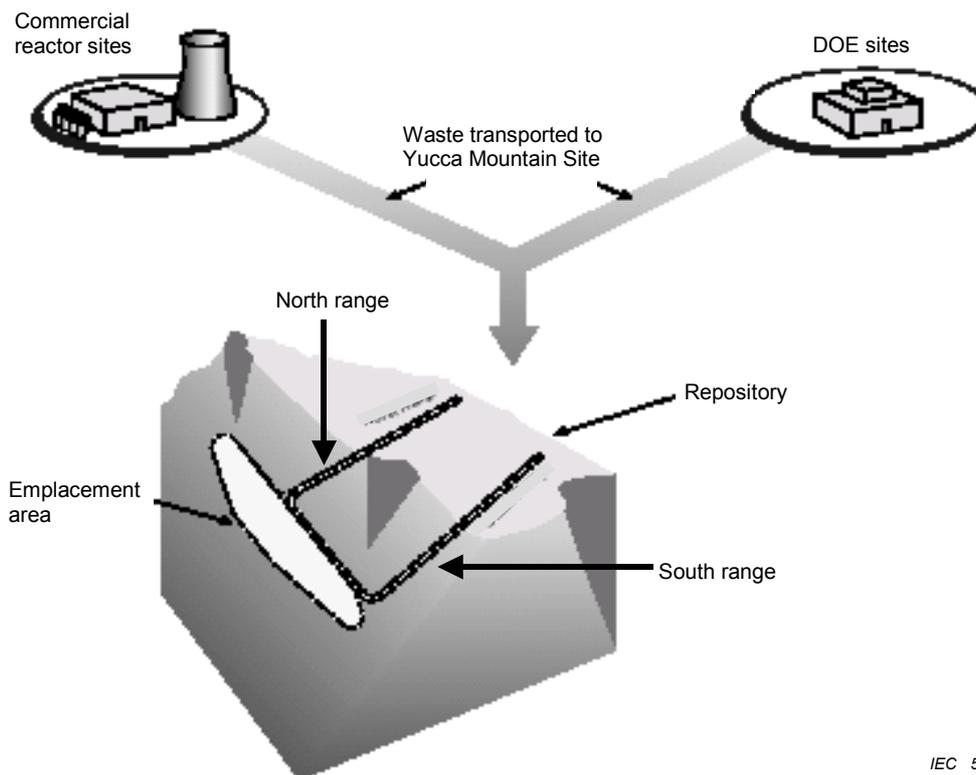
Figure 8 – Entrepôt provisoire, transport et dépôt définitif de combustible nucléaire usé et de déchets de haut niveau radioactif (exemple de Yucca Mountain)

4.6.3 Entrepôt dans l'argile

Pour concevoir dans le futur une installation de stockage définitif des déchets de haut niveau radioactif à vie longue (HLW-LL) dans des couches d'argile, en France, l'ANDRA (Agence nationale des déchets radioactifs) construit un laboratoire de recherche souterrain à une profondeur de 500 m dans une couche d'argile vieille de 150 millions d'années qui couvre les départements de la Meuse et de la Haute-Marne dans l'Est de la France, voir Figure 9. Il est prévu que le laboratoire fonctionne à partir de 2006. Le laboratoire de recherche souterrain est un outil de recherche et un laboratoire multidisciplinaire, issu d'un programme scientifique concerté. Des études dans les domaines suivants y seront menées.

- Géologie
- Géomécanique
- Hydrogéologie
- Géochimie

Remote-controlled handling vehicles would place the waste packages in emplacement drifts. The waste packages, which would be designed to remain intact for thousands of years (at a minimum), would be part of an engineered barrier system inside the mountain that would isolate spent nuclear fuel and high-level radioactive waste from the environment. The engineered barrier system, together with the geologic and hydrologic properties of the Yucca Mountain site would ensure that a potential release of radioactive material after repository closure would meet applicable performance standards to contain and isolate the waste for 10 000 years or more.



IEC 506/05

Figure 8 – Spent nuclear fuel and high-level radioactive waste temporary storage, transportation, and disposal (for example, Yucca Mountain)

4.6.3 Repository in clay

For an eventual future storage of long-lived high level waste (HLW-LL) in a layer of clay, the Agence nationale des déchets radioactifs (ANDRA – the French national radioactive waste management agency) is building an underground research laboratory at a depth of 500 m in a 150-million-year-old clay formation straddling the Meuse and Haute-Marne regions (Eastern France), see Figure 9. The laboratory is planned to be in operation in 2006. The underground research laboratory is a research tool and a multidisciplinary laboratory, based on a concerted scientific program. There will be studies in the following disciplines.

- Geology
- Geomechanics
- Hydrogeology
- Geochemistry

Le laboratoire et ses galeries expérimentales seront installées à une profondeur de 490 m. Cette profondeur est représentative de ce qui est proposé comme profondeur d'entrepôt. A partir de cette profondeur, 2 galeries séparées, une orientée vers le haut et l'autre vers le bas, de quelques centaines de mètres de longueur, permettront d'étudier cette formation d'argile dans les directions nord-est et nord-ouest choisies sur la base des particularités de la région. A une profondeur d'environ 445 m, une partie rocheuse sera aussi excavée pour observer et réaliser des mesures sur la partie supérieure de la formation.

A 490 m de profondeur, un réseau de galeries creusées dans la formation d'argile constitue le cœur du laboratoire souterrain. Le profil des galeries sera celui d'un fer à cheval de 4 m de haut. Des arches en acier placées tous les mètres assureront l'étaiyage du terrain. Le sol sera recouvert de béton et, si nécessaire, les arches seront renforcées par des ancrages boulonnés et du béton.

De cette zone centrale proche du puits, deux galeries s'étendront sur quelques centaines de mètres: une légèrement orientée vers le haut et au nord-ouest et l'autre vers le bas au nord-est. Ces galeries permettront l'étude de la formation d'argile.



Figure 9 – Laboratoire souterrain français d'étude du stockage dans l'argile des déchets de haut niveau radioactif à vie longue (HLW-LL)

4.7 Transport

4.7.1 Transport terrestre du combustible nucléaire utilisé

Le conditionnement du combustible nucléaire utilisé pour le transport terrestre est comparable au conditionnement pour le stockage à sec décrit en 4.1.1. En fait, certains conteneurs peuvent être utilisés pour les deux. Généralement, les conteneurs de transport comprennent des dispositifs supplémentaires pour absorber les chocs afin de les protéger contre d'éventuels accidents durant le voyage. Il n'y a pas d'autres applications d'instrumentation que celles déjà décrites pour le stockage à sec qui seraient à mettre en œuvre lors du transport. La Figure 10 représente la conception d'un conteneur de transport classique.

The laboratory and its experimental galleries will be installed at a depth of about 490 m. That depth is representative of the proposed depth for a repository. From that level, 2 separate galleries, oriented upwards and downwards respectively, of a few hundreds of metres in length, will allow the survey of the clay formation in two north-western and north-eastern directions chosen on the basis of regional faults. At a depth of about 445 m, part of the rock will also be excavated to observe and measure the upper part of the formation.

At 490 m in depth, a network of excavated galleries in the clay formation will constitute the core of the underground laboratory. The profile of those galleries will be that of a horseshoe 4 m in height. Steel arches spaced at about 1 m intervals will ensure proper ground support. The floor will be covered with concrete and, if necessary, arches will be supplemented by anchor bolts and concrete.

From that central zone close to the wells, two galleries will extend over a few hundreds of metres: one slightly upwards to the northwest and the other downwards to the northeast. These galleries will allow the exploration of the clay formation.



Figure 9 – French underground laboratory for studies in clay storage of long-lived high level waste (HLW-LL)

4.7 Transportation

4.7.1 Land carriage of spent nuclear fuel

Packaging for land carriage of spent nuclear fuel is very similar to packages for dry storage as described in 4.1.1. In fact some containers may be used for both purposes. Transportation containers typically have additional impact absorption devices to protect against possible transportation accidents. No instrument applications beyond those already described for dry storage are provided for transportation. Figure 10 illustrates a typical transportation container design.

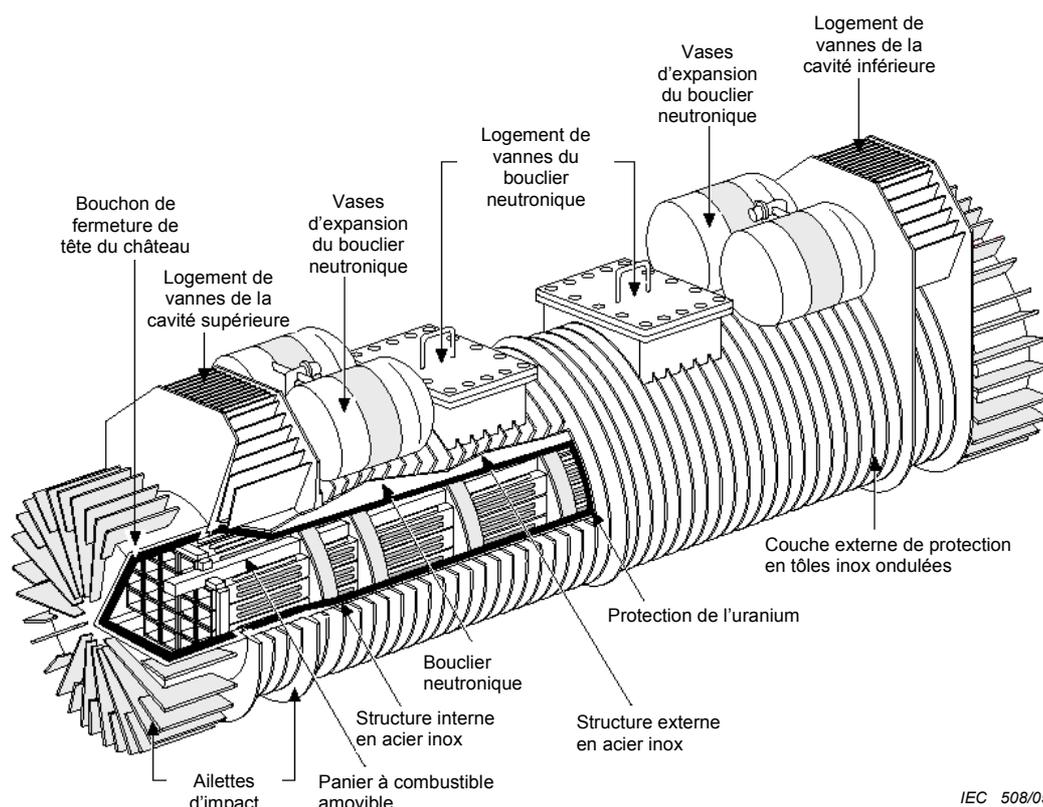


Figure 10 – Conteneur traditionnel de transport du combustible utilisé

4.7.2 Transport maritime du combustible nucléaire utilisé et des déchets d'exploitation radioactifs (exemples de la Suède)

Comme les centrales suédoises sont situées sur la côte et qu'elles possèdent leurs propres ports, la façon la plus simple de transporter le combustible nucléaire utilisé est de l'acheminer par la mer. Cela est réalisé en utilisant le M/S Sigyn, qui a été construit spécialement pour cela et qui transporte le combustible utilisé au CLAB pour un stockage provisoire et d'autres déchets nucléaires au SFR pour un entreposage définitif.

Le navire satisfait à des exigences particulièrement strictes, avec notamment un double bord et une double coque, et il est certifié conformément aux pratiques de gestion de la sûreté internationale (qualité, sûreté et environnement).

Le combustible nucléaire utilisé est transporté des centrales nucléaires suédoises au CLAB par châteaux de transport spéciaux de combustible de type TN 17/Mk2, conformes aux recommandations de l'AIEA pour les châteaux B(U). C'est un transport complètement sec. Le navire M/S Sigyn peut porter 10 châteaux de transport.

Les filtres et les matières ioniques, enrobés dans du béton, sont envoyés aux dépôts des déchets d'exploitation radioactifs (SFR) de Forsmark en Suède.

Le système suédois de transport du combustible nucléaire utilisé et des déchets d'exploitation radioactifs est présenté à la Figure 11.

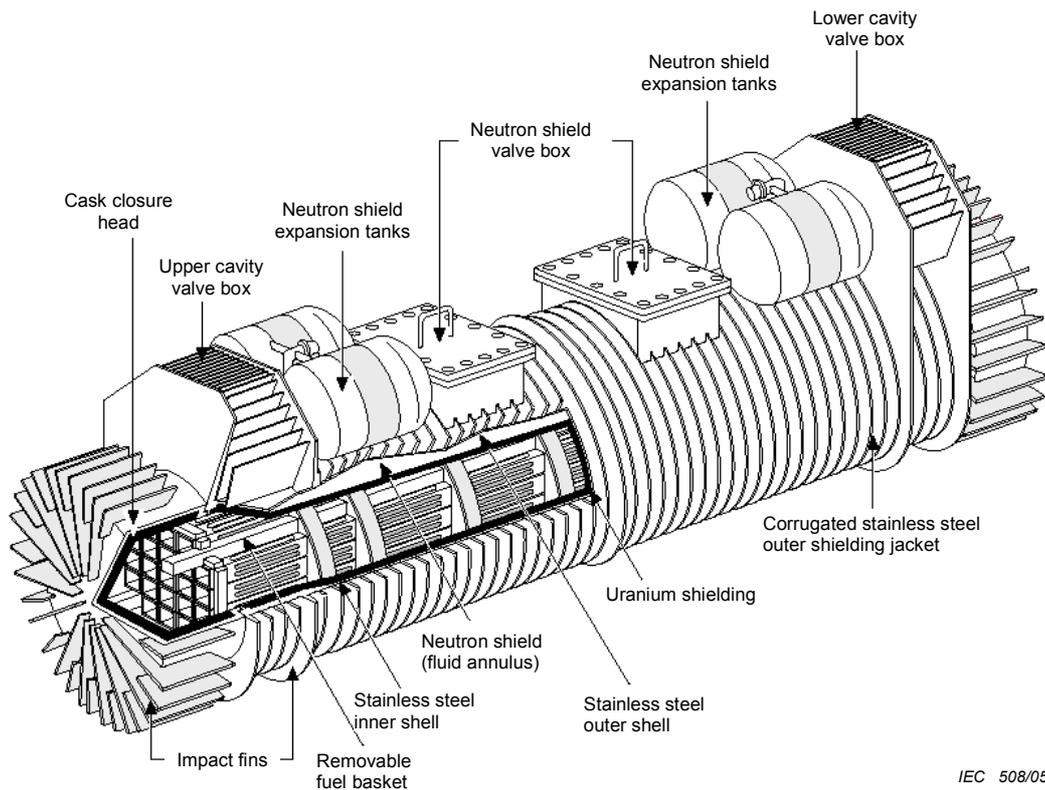


Figure 10 – Typical spent fuel transport container

4.7.2 Sea carriage of spent nuclear fuel and radioactive operational waste (examples from Sweden)

As the Swedish nuclear power plants are all on the coast and have their own harbours, the simplest way of transporting spent nuclear fuel is by sea. This is done using the specially built M/S Sigyn, which carries spent fuel to CLAB for interim storage and other nuclear waste to the SFR for final storage.

The vessel meets high safety requirements, with features such as double freeboard and a double hull, and is certified in accordance with international safety management (quality, safety and environment).

The spent nuclear fuel is transported from the Swedish NPPs to CLAB in special transport casks for fuel of the TN 17/Mk2 type, which fulfil the transport recommendations of the IAEA for B(U)-casks. It is a totally dry transport. The vessel M/S Sigyn can carry 10 transport casks.

Filters and ion masses, which are concreted, are sent to the repository for radioactive operational waste (SFR) at Forsmark in Sweden.

The Swedish transport system for spent nuclear fuel and radioactive operational waste is shown in Figure 11.

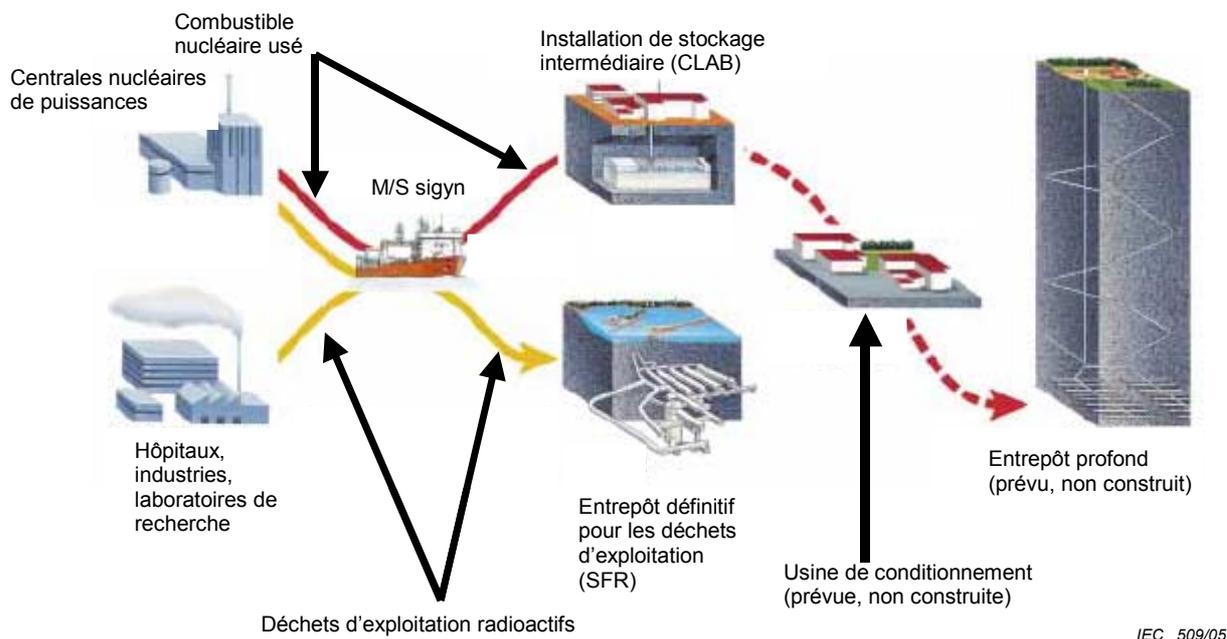


Figure 11 – Système suédois de transport du combustible nucléaire usé et des déchets d'exploitation radioactifs

5 Conclusions

La plupart des systèmes d'application électriques et d'instrumentation utilisés dans les stockages intermédiaire et les dépôts définitifs de combustible nucléaire usé et de déchets sont comparables à ceux utilisés pour d'autres applications commerciales. Ainsi, les normes qui sont nécessaires ont déjà été produites par d'autres comités d'études ou par le sous-comité 45B du comité d'études 45 de la CEI traitant de la radioprotection. Il y a cependant deux sujets pour lesquels des normes supplémentaires seraient nécessaires.

- Définition des exigences relatives aux systèmes et matériels que l'on trouve uniquement dans les installations d'entreposage et les dépôts de combustible usé et de déchets nucléaires.
- Identification d'exigences et de stratégies de mises en œuvre relatives aux fonctions électriques et d'instrumentation importantes pour la sûreté dans ces installations.

Les exemples de matériels et de systèmes particuliers comprennent

- les systèmes de transfert et de maintenance du combustible;
- les systèmes de comptabilité et de contrôle des matières.

Peu de recommandations sont disponibles pour ce qui concerne la conception des systèmes électriques et d'instrumentation importants pour la sûreté utilisés dans les installations de stockage et les dépôts. Il y a un certain nombre de raisons pour lesquelles les recommandations existantes pour les centrales nucléaires ne peuvent être appliquées directement.

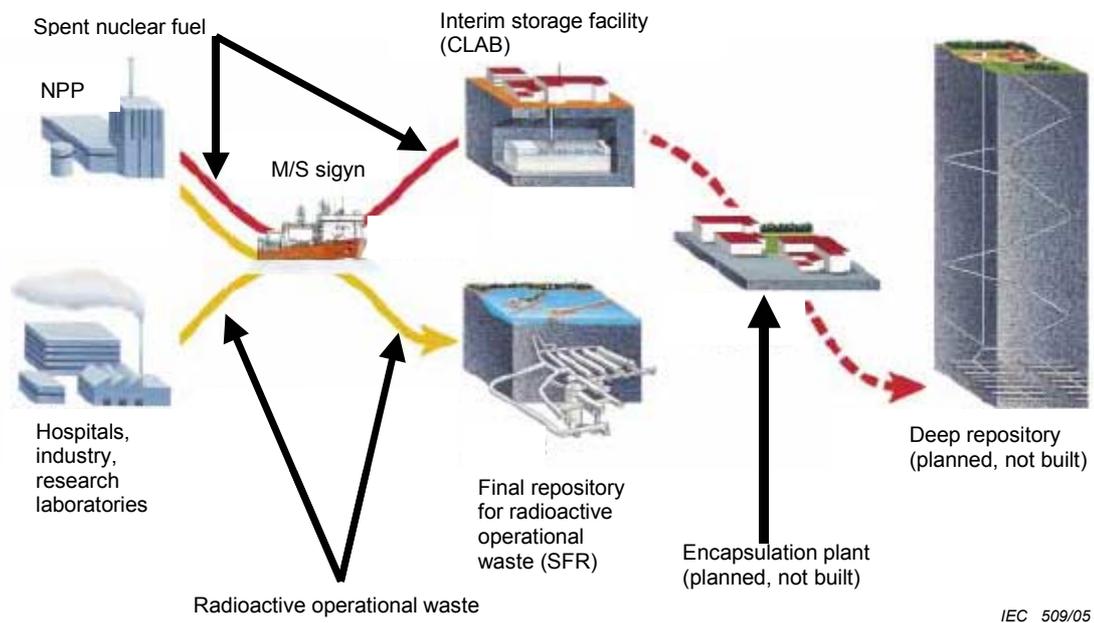


Figure 11 – Swedish transport system for spent nuclear fuel and radioactive operational waste

5 Conclusions

Many of the instrumentation and electrical system applications for interim storage and final disposal of nuclear fuel and waste are similar to those used in other commercial applications. In these cases the standard needs are already being addressed by other technical committees or by the radiation protection subcommittee 45B of IEC technical committee 45. There are, however, two circumstances in which additional standards development would be appropriate.

- Definition of requirements for systems and equipment which are unique to nuclear waste and spent fuel storage facilities and repositories.
- Identification of requirements and implementation strategies for instrumentation and electrical functions important to safety in these facilities.

Examples of unique systems and equipment include

- fuel handling and transfer systems;
- material control and accountability systems.

Little guidance is available for the design of instrument and electrical systems important to safety in storage facilities and repositories. There are a number of reasons why the existing guidance for nuclear power plant systems important to safety is not directly applicable.

- a) Les accidents considérés à la conception pour de telles installations sont de nature différente de ceux des centrales nucléaires. Les événements survenant dans les installations de stockage et de dépôt ont tendance à se dérouler plus lentement et à mettre en jeu moins d'énergie, aussi les recommandations préparées pour les centrales nucléaires ne sont elles pas directement applicables. La conception et le mode de fonctionnement permettant de garantir la disponibilité opérationnelle de l'I&C mettent plus l'accent sur la détection et la correction des défaillances que sur le très haut niveau de qualité et de fiabilité que ces systèmes doivent atteindre.
- b) Les fonctions importantes pour la sûreté présentes dans les installations de stockage et de dépôt ont tendance à être plus simples que celles que l'on trouve dans les centrales nucléaires. Souvent la fonction la plus importante correspond à l'isolement des zones de confinement et peut être celle concernant la maintenance en zones contrôlées qui assure la défense en profondeur contre les rejets radioactifs. Il convient que les recommandations pour la conception des systèmes présument (et encouragent) de la simplicité des fonctions les plus importantes pour la sûreté et de l'isolement de celles-ci des systèmes de commande complexes.
- c) Les événements considérés lors de la conception des installations de stockage et de dépôt ne prennent pas en compte les conditions d'ambiance contraignantes considérées pour la conception des centrales nucléaires. Des moyens plus pratiques sont employés pour accepter le fait que le comportement d'un composant d'I&C dans une ambiance donnée est correct.
- d) Dans certains cas, et particulièrement pour certaines applications des installations de dépôts définitifs, les conditions d'ambiance normale peuvent être très hostiles et les conditions d'accès pour la maintenance limitées. Des recommandations portant sur les conditions de conception et les stratégies associées aux défaillances éventuelles des systèmes pour les tolérer ou les corriger peuvent être nécessaires.

Les trois premiers points sont aussi des caractéristiques de beaucoup d'autres installations nucléaires autres que des centrales, telles que les usines d'enrichissement, de fabrication de combustible ou de retraitement. Il convient de réfléchir au développement d'un ensemble de recommandations communes applicables à la conception de toutes ces installations pour les systèmes d'I&C importants pour la sûreté.

- a) The design basis accidents for such facilities are different in nature from those for nuclear power plants. Events in storage and repository facilities tend to be slower to develop and less energetic, consequently guidance prepared for nuclear power plants is not directly applicable. Design and operations to assure the necessary I&C functional availability might place more emphasis on the ability to detect and correct I&C failures and less emphasis on very high levels of quality and reliability.
- b) Functions important to safety in storage and repository systems tend to be simpler than those in NPP. Often the most important function involves isolation of confinement areas and perhaps maintenance of contamination control zones that provide defence in depth to radiation release. System design guidance should presume (and encourage) simple functionality with the most important functions isolated from more complex control systems.
- c) Design basis events in storage and repository facilities do not involve the severe environment conditions associated with NPP design basis events. More practical means for accepting the environmental capability of I&C components are appropriate.
- d) In some cases, particularly in some repository applications, normal environmental conditions may be quite severe and accessibility for maintenance may be limited. Guidance may be needed on design conditions and system strategies that allow failures to be either corrected or tolerated.

The first three items are also characteristic of many other non-reactor nuclear facilities such as enrichment, fuel fabrication, or reprocessing facilities. The development of a common set of design guidance for I&C systems important to safety in all such facilities should be investigated.

Bibliographie

Commission Electrotechnique Internationale (CEI)

CEI 60880, *Logiciel pour les calculateurs utilisés dans les systèmes de sûreté des centrales nucléaires*

CEI 60964:1989, *Conception des salles de commande des centrales nucléaires de puissance*

CEI 60980:1989, *Pratiques recommandées pour la qualification sismique du matériel électrique du système de sûreté dans les centrales électronucléaires*

CEI 61000-1 (toutes les parties), *Compatibilité électromagnétique (CEM) – Partie 1: Généralités*

CEI 61000-2 (toutes les parties), *Compatibilité électromagnétique (CEM) – Partie 2: Environnement*

CEI 61000-3 (toutes les parties), *Compatibilité électromagnétique (CEM) – Partie 3: Limites*

CEI 61000-4 (toutes les parties), *Compatibilité électromagnétique (CEM) – Partie 4: Techniques d'essai et de mesure*

CEI 61000-5 (toutes les parties), *Compatibilité électromagnétique (CEM) – Partie 5: Guides d'installation et d'atténuation*

CEI 61225:____, *Centrales nucléaires – Systèmes d'instrumentation et de contrôle commande importants pour la sûreté – Prescriptions pour les alimentations électriques*¹

CEI 61226:2005, *Centrales nucléaires – Systèmes d'instrumentation et de contrôle commande importants pour la sûreté – Classement des fonctions d'instrumentation et de contrôle commande*

CEI 61227:1993, *Centrales nucléaires de puissance – Salles de commande – Commandes opérateurs*

CEI 61508-1, *Sécurité fonctionnelle des systèmes électriques/électroniques/électroniques programmables relatifs à la sécurité – Partie 1: Prescriptions générales*

CEI 61508-2, *Sécurité fonctionnelle des systèmes électriques/électroniques/électroniques programmables relatifs à la sécurité – Partie 2: Prescriptions pour les systèmes électriques/électroniques/électroniques programmables relatifs à la sécurité*

IEC 61508-3, *Sécurité fonctionnelle des systèmes électriques/électroniques/électroniques programmables relatifs à la sécurité – Partie 3: Prescriptions concernant les logiciels*

CEI 61508-4, *Sécurité fonctionnelle des systèmes électriques/électroniques/électroniques programmables relatifs à la sécurité – Partie 4: Définitions et abréviations*

CEI 61508 (toutes les parties), *Sécurité fonctionnelle des systèmes électriques/électroniques/électroniques programmables relatifs à la sécurité*

¹ A publier.

Bibliography

International Electrotechnical Commission (IEC)

IEC 60880, *Software for computers in the safety systems of nuclear power stations*

IEC 60964:1989, *Design for control rooms of nuclear power plants*

IEC 60980:1989, *Recommended practices for seismic qualification of electrical equipment of the safety system for nuclear generating stations*

IEC 61000-1 (all parts), *Electromagnetic compatibility (EMC) – Part 1: General*

IEC 61000-2 (all parts), *Electromagnetic compatibility (EMC) – Part 2: Environment*

IEC 61000-3 (all parts), *Electromagnetic compatibility (EMC) – Part 3: Limits*

IEC 61000-4 (all parts), *Electromagnetic compatibility (EMC) – Part 4: Testing and measurement techniques*

IEC 61000-5 (all parts), *Electromagnetic compatibility (EMC) – Part 5: Installation and mitigation guidelines*

IEC 61225:___, *Nuclear power plants – Instrumentation and control systems important for safety – Requirements for electrical supplies¹*

IEC 61226:2005, *Nuclear power plants – Instrumentation and control systems important to safety – Classification of instrumentation and control functions*

IEC 61227:1993, *Nuclear power plants – Control rooms – Operator controls*

IEC 61508-1, *Functional safety of electrical/electronic/programmable electronic safety-related systems – Part 1: General requirements*

IEC 61508-2, *Functional safety of electrical/electronic/programmable electronic safety-related systems – Part 2: Requirements for electrical/electronic/programmable electronic safety-related systems*

IEC 61508-3, *Functional safety of electrical/electronic/programmable electronic safety-related systems – Part 3: Software requirements*

IEC 61508-4, *Functional safety of electrical/electronic/programmable electronic safety-related systems – Part 4: Definitions and abbreviations*

IEC 61508 (all parts), *Functional safety of electrical/electronic/programmable electronic safety-related systems*

¹ To be published.

CEI 61513, *Centrales nucléaires – Instrumentation et contrôle commande des systèmes importants pour la sûreté – Prescriptions générales pour les systèmes*

CEI 61771:1995, *Centrales nucléaires de puissance – Salle de commande principale – Vérification et validation de la conception*

CEI 62138, *Centrales nucléaires – Instrumentation et contrôle-commande importants pour la sûreté – Aspects logiciels des systèmes informatisés réalisant des fonctions de catégorie B ou C*

Agence Internationale de l’Energie Atomique (AIEA)

Séminaire conjoint sur la sûreté de la gestion du combustible usé et la sûreté de la gestion des déchets radioactifs, INFCIRC/546, AIEA, Vienne (1997)

Agence Internationale de l’Energie Atomique, Classification des déchets radioactifs, Série de Sûreté No. 111-G-1.1, AIEA, Vienne (1994)

Guide NS-R-1 “Safety of Nuclear Power Plants: Design – Requirements”

Guide NS-G-1.3 “Instrumentation and Control Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants – Safety Guide”

IAEA 50-C/SG-Q, Quality Assurance for safety in Nuclear Power Plants and other nuclear installations (1996)



IEC 61513, *Nuclear power plants – Instrumentation and control for systems important to safety – General requirements for systems*

IEC 61771:1995, *Nuclear power plants – Main control-room – Verification and validation of design*

IEC 62138, *Nuclear power plants – Instrumentation and control important for safety – Software aspects for computer-based systems performing category B or C functions*

International Atomic Energy Agency (IAEA)

Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, INFCIRC/546, IAEA, Vienna (1997)

International Atomic Energy Agency, Classification of Radioactive Waste, Safety Series No. 111-G-1.1, IAEA, Vienna (1994)

NS-R-1 Guide “Safety of Nuclear Power Plants: Design – Requirements”

NS-G-1.3 Guide “Instrumentation and Control Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants – Safety Guide”

IAEA 50-C/SG-Q, Quality Assurance for safety in Nuclear Power Plants and other nuclear installations (1996)



LICENSED TO MECON Limited. - RANCHI/BANGALORE
FOR INTERNAL USE AT THIS LOCATION ONLY, SUPPLIED BY BOOK SUPPLY BUREAU.



Standards Survey

The IEC would like to offer you the best quality standards possible. To make sure that we continue to meet your needs, your feedback is essential. Would you please take a minute to answer the questions overleaf and fax them to us at +41 22 919 03 00 or mail them to the address below. Thank you!

Customer Service Centre (CSC)

International Electrotechnical Commission

3, rue de Varembé

1211 Genève 20

Switzerland

or

Fax to: **IEC/CSC** at +41 22 919 03 00

Thank you for your contribution to the standards-making process.

A Prioritaire

Nicht frankieren
Ne pas affranchir



Non affrancare
No stamp required

RÉPONSE PAYÉE

SUISSE

Customer Service Centre (CSC)

International Electrotechnical Commission

3, rue de Varembé

1211 GENEVA 20

Switzerland



Q1 Please report on **ONE STANDARD** and **ONE STANDARD ONLY**. Enter the exact number of the standard: (e.g. 60601-1-1)

.....

Q2 Please tell us in what capacity(ies) you bought the standard (tick all that apply). I am the/a:

- purchasing agent
- librarian
- researcher
- design engineer
- safety engineer
- testing engineer
- marketing specialist
- other.....

Q3 I work for/in/as a: (tick all that apply)

- manufacturing
- consultant
- government
- test/certification facility
- public utility
- education
- military
- other.....

Q4 This standard will be used for: (tick all that apply)

- general reference
- product research
- product design/development
- specifications
- tenders
- quality assessment
- certification
- technical documentation
- thesis
- manufacturing
- other.....

Q5 This standard meets my needs: (tick one)

- not at all
- nearly
- fairly well
- exactly

Q6 If you ticked NOT AT ALL in Question 5 the reason is: (tick all that apply)

- standard is out of date
- standard is incomplete
- standard is too academic
- standard is too superficial
- title is misleading
- I made the wrong choice
- other

Q7 Please assess the standard in the following categories, using the numbers:

- (1) unacceptable,
- (2) below average,
- (3) average,
- (4) above average,
- (5) exceptional,
- (6) not applicable

- timeliness.....
- quality of writing.....
- technical contents.....
- logic of arrangement of contents
- tables, charts, graphs, figures.....
- other

Q8 I read/use the: (tick one)

- French text only
- English text only
- both English and French texts

Q9 Please share any comment on any aspect of the IEC that you would like us to know:

.....





Enquête sur les normes

La CEI ambitionne de vous offrir les meilleures normes possibles. Pour nous assurer que nous continuons à répondre à votre attente, nous avons besoin de quelques renseignements de votre part. Nous vous demandons simplement de consacrer un instant pour répondre au questionnaire ci-après et de nous le retourner par fax au +41 22 919 03 00 ou par courrier à l'adresse ci-dessous. Merci !

Centre du Service Clientèle (CSC)

Commission Electrotechnique Internationale

3, rue de Varembé
1211 Genève 20
Suisse

ou

Télécopie: **CEI/CSC** +41 22 919 03 00

Nous vous remercions de la contribution que vous voudrez bien apporter ainsi à la Normalisation Internationale.

A Prioritaire

Nicht frankieren
Ne pas affranchir



Non affrancare
No stamp required

RÉPONSE PAYÉE

SUISSE

Centre du Service Clientèle (CSC)
Commission Electrotechnique Internationale
3, rue de Varembé
1211 GENÈVE 20
Suisse



Q1 Veuillez ne mentionner qu'**UNE SEULE NORME** et indiquer son numéro exact:
(ex. 60601-1-1)
.....

Q2 En tant qu'acheteur de cette norme, quelle est votre fonction?
(cochez tout ce qui convient)
Je suis le/un:

- agent d'un service d'achat
- bibliothécaire
- chercheur
- ingénieur concepteur
- ingénieur sécurité
- ingénieur d'essais
- spécialiste en marketing
- autre(s).....

Q3 Je travaille:
(cochez tout ce qui convient)

- dans l'industrie
- comme consultant
- pour un gouvernement
- pour un organisme d'essais/ certification
- dans un service public
- dans l'enseignement
- comme militaire
- autre(s).....

Q4 Cette norme sera utilisée pour/comme
(cochez tout ce qui convient)

- ouvrage de référence
- une recherche de produit
- une étude/développement de produit
- des spécifications
- des soumissions
- une évaluation de la qualité
- une certification
- une documentation technique
- une thèse
- la fabrication
- autre(s).....

Q5 Cette norme répond-elle à vos besoins:
(une seule réponse)

- pas du tout
- à peu près
- assez bien
- parfaitement

Q6 Si vous avez répondu PAS DU TOUT à Q5, c'est pour la/les raison(s) suivantes:
(cochez tout ce qui convient)

- la norme a besoin d'être révisée
- la norme est incomplète
- la norme est trop théorique
- la norme est trop superficielle
- le titre est équivoque
- je n'ai pas fait le bon choix
- autre(s)

Q7 Veuillez évaluer chacun des critères ci-dessous en utilisant les chiffres
(1) inacceptable,
(2) au-dessous de la moyenne,
(3) moyen,
(4) au-dessus de la moyenne,
(5) exceptionnel,
(6) sans objet

- publication en temps opportun
- qualité de la rédaction.....
- contenu technique
- disposition logique du contenu
- tableaux, diagrammes, graphiques, figures
- autre(s)

Q8 Je lis/utilise: (une seule réponse)

- uniquement le texte français
- uniquement le texte anglais
- les textes anglais et français

Q9 Veuillez nous faire part de vos observations éventuelles sur la CEI:

.....
.....
.....
.....
.....
.....



LICENSED TO MECON Limited. - RANCHI/BANGALORE
FOR INTERNAL USE AT THIS LOCATION ONLY, SUPPLIED BY BOOK SUPPLY BUREAU.

ISBN 2-8318-7914-0



9 782831 879147

ICS 27.120.20
