

ACNS
CCSN

Advisory Committee on Nuclear
Comité consultatif de la sûreté

CA9200415

INFO--0388
ACNS--14

ACNS-14

RECOMMENDED SAFETY OBJECTIVES,
PRINCIPLES AND REQUIREMENTS FOR
MINI-REACTORS



COMMITTEE REPORTS

Since the 1950's the Atomic Energy Control Board has made use of advisory committees of independent experts to assist it in its decision-making process. In 1979 the Board restructured the organization of these consultative groups, resulting in the creation of two senior level scientific committees charged with providing the Board with independent advice on principles, standards and general practices related to radiation protection and the safety of nuclear facilities. The two committees are the Advisory Committee on Radiological Protection (ACRP), formed in 1979, and the Advisory Committee on Nuclear Safety (ACNS), which was established a year later. Summaries of meetings of the committees are available to the public in the AECB library in Ottawa.

From time to time the committees issue reports which are normally published by the AECB and catalogued within the AECB's public document system. Committee reports, bound with a distinctive cover, carry both a committee-designated reference number, e.g. ACRP-1, and an AECB reference number in the "INFO" series. The reports generally fall into two broad categories: (i) recommendations to the Board on a particular technical topic, and (ii) background studies. Unless specifically stated otherwise, publication by the AECB of a committee report does not imply endorsement by the Board of the content, nor acceptance of any recommendations made therein.

RAPPORTS DES COMITÉS

Depuis les années cinquante, la Commission de contrôle de l'énergie atomique fait appel à des comités consultatifs composés d'experts indépendants pour l'aider dans ses prises de décision. En 1979, la CCEA a restructuré l'organisation de ces groupes de consultation pour former deux comités scientifiques supérieurs chargés de lui fournir des conseils indépendants concernant les principes, les normes et les méthodes générales touchant la radioprotection et la sûreté des installations nucléaires : ce sont le Comité consultatif de la radioprotection (CCRP), formé en 1979, et le Comité consultatif de la sûreté nucléaire (CCSN), établi l'année suivante. Le public peut consulter les comptes rendus des réunions de ces comités à la bibliothèque de la CCEA, à Ottawa.

Les comités rédigent à l'occasion des rapports qui sont normalement publiés par la CCEA et catalogués dans la collection des documents publics de la CCEA. Reliés avec une couverture distincte, les rapports des comités se reconnaissent à leur numéro de référence du comité d'origine (comme CCRP-1) et à leur numéro de référence de la CCEA dans la série «INFO». Ils se divisent habituellement en deux catégories générales : (i) les recommandations présentées à la Commission au sujet d'une question technique particulière; (ii) les études générales. À moins d'indication contraire, la publication par la CCEA du rapport d'un comité ne signifie pas que la Commission approuve le contenu de la publication, ni qu'elle en accepte les recommandations.

ACNS
CCSN

Advisory Committee on Nuclear Safety
Comité consultatif de la sûreté nucléaire

Reply to/Répondre à:

File/Référence:

ACNS-14

RECOMMENDED SAFETY OBJECTIVES,
PRINCIPLES AND REQUIREMENTS FOR
MINI-REACTORS

by the

Advisory Committee on
Nuclear Safety

May 1991

Abstract

Canadian and international publications containing objectives, principles and requirements for the safety of nuclear facilities in general and nuclear power plants in particular have been reviewed for their relevance to mini-reactors. Most of the individual recommendations, sometimes with minor wording changes, are applicable to mini-reactors. However, some prescriptive requirements for the shutdown, emergency-core-cooling and containment systems of power reactors are considered inappropriate for mini-reactors.

The ACNS favours a generally non-prescriptive approach whereby the applicant for a mini-reactor licence is free to propose any means of satisfying the fundamental objectives, but must convince the regulatory agency to that effect. To do so, a probabilistic safety assessment (PSA) would be the favoured procedure. A generic PSA for all mini-reactors of the same design would be acceptable.

Notwithstanding this non-prescriptive approach, the ACNS considers that it would be prudent to require the existence of at least one independent shutdown system and two physically independent locations from which the reactor can be shut down and the shutdown condition monitored, and to require provision for an assumed loss of integrity of the primary cooling system's boundary unless convincing arguments to the contrary are presented.

The ACNS endorses in general the objectives and fundamental principles proposed by the interorganizational Small Reactor Criteria working group, and intends to review and comment on the documents on specific applications to be issued by that working group.

This document was accepted for publication by the AECB in November 1990, but revised before publication in April 1991.

Table of Contents

	<u>Page</u>
Abstract	
Table of Contents	
1. INTRODUCTION	1
2. ACNS APPROACH	1
3. RELEVANT DOCUMENTATION	2
4. SAFETY OBJECTIVES, PRINCIPLES AND REQUIREMENTS.....	3
4.1 All Nuclear Facilities	3
4.2 Nuclear Reactors	4
4.3 Minor Revisions and Comments	5
4.4 Substantive Issues	6
4.4.1 Shutdown System	6
4.4.2 Emergency-Core-Cooling System	7
4.4.3 Containment	7
4.4.4 Special Safety Systems	7
4.4.5 General Approach	7
5. INTERORGANIZATIONAL SMALL REACTOR CRITERIA WORKING GROUP	8
6. CONCLUSIONS	12
References	14
Acknowledgements	15

RECOMMENDED SAFETY OBJECTIVES, PRINCIPLES AND REQUIREMENTS FOR MINI-REACTORS

1. INTRODUCTION

From the late 1950s to the mid-1980s about 300 small nuclear reactors, i.e., with a thermal output of a few tens of megawatts or less (here designated "mini-reactors"), were installed worldwide. Many were research reactors. In Canada, during this same period, seven very small (approximately 20 kilowatts) SLOWPOKE-2 research reactors were installed in universities and government laboratories. In addition, the 5-megawatt McMaster research reactor was first started up in 1959, while Atomic Energy of Canada Limited (AECL) started up four research reactors — the 200-megawatt NRU in 1957, the 100-watt PTR in 1957 and the "zero-energy" ZED-2 in 1960, all at the Chalk River Nuclear Laboratories (CRNL), and the 60-megawatt WR-1 in 1965 at the Whiteshell Nuclear Research Establishment (WNRE).

Since the mid-1980s there has been growing interest, particularly in developing countries, in mini-reactors for research, and also some interest in mini-reactors as small energy sources. In Canada, there are studies or definite plans for at least [1]:

- (1) A new multi-purpose design, for both research and radioisotope production, named MAPLE. The first embodiment, MAPLE X-10, is intended to replace the NRX reactor at AECL's CRNL.
- (2) An energy system, based on the SLOWPOKE concept and capable of being operated under remote surveillance, to produce heat and/or electricity. A prototype has been built at WNRE.
- (3) A reactor design named AMPS to power a small research and exploration submarine, designated SAGA-N.

In Canada, safety requirements for mini-reactors, particularly for research reactors, have been enunciated piecemeal by AECL and the AECB since the 1950s.

It is now timely to examine systematically what safety objectives, principles and requirements should govern the licensing of mini-reactors. This review must take into account the very different purposes, designs and operating circumstances among these various mini-reactors, as well as the differences between any mini-reactor and a large power reactor.

2. ACNS APPROACH

The ACNS started from the position that these objectives, principles and requirements should be derived specifically for mini-reactors, initially without reference to those for power reactors. It became apparent, however, that the similarities to power reactors greatly exceed the differences. The ACNS therefore decided to review in detail the existing documentation relating to objectives, principles and requirements for power reactors. It examined the extent to which these were applicable to mini-reactors, and to what extent revisions and additions would be desirable. The documentation reviewed is summarized in Section 3 and discussed in Section 4.

Concurrent with the ACNS study, an interorganizational Small Reactor Criteria (SRC) working group, consisting of individuals from the AECB, AECL and McMaster University, had been developing safety criteria for small reactors [1]. In 1989 October the ACNS and the SRC working group met to exchange their views on this subject. The ACNS presented the working paper that led to the discussion of Section 4, while the working group presented the preprint of a paper to be given at an international symposium the following week. The ACNS's comments on the preprint, together with its conclusions on its future activities in the light of this meeting, are outlined in Section 5.

Finally, all the ACNS's conclusions and recommendations are summarized in Section 6.

3. RELEVANT DOCUMENTATION

Licensing of large power reactors in Canada has combined the probabilistic and deterministic approaches, as described by Atchison et al. [2]. Initially, Siddall [3] and Laurence [4] proposed that regulatory criteria be based on the risk from nuclear-generated electricity being less than that from other means of electricity generation, and they derived unavailability limits for the constituent systems of the reactor. Subsequently, various deterministic requirements have been introduced, e.g., the requirements for containment and two independent shutdown systems. Latterly, the trend has been towards the probabilistic approach, with a probabilistic safety assessment (PSA) being applied provisionally in the licensing of the CANDU units at Darlington [5].

In 1982 the AECB's Advisory Committee on Nuclear Safety (ACNS) issued its recommendations for general safety objectives applicable to all nuclear activities in report ACNS-2 [6]. These objectives were subsequently endorsed by the Atomic Energy Control Board. It will be seen that ACNS-2 constitutes a risk-based approach.

With specific reference to nuclear power plants, the ACNS proposed, in report ACNS-4 [7], probabilistic criteria, but also recommended retention of a number of the deterministic requirements as a means of satisfying the probabilistic criteria. The report's introduction explicitly limits the recommendations to "CANDU-type nuclear power plants", i.e., large reactors with a thermal output of a hundred megawatts or greater, so they were not intended for mini-reactors.

In 1988, the International Atomic Energy Agency (IAEA) published a booklet entitled "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants" [8] by its International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG), an international group of senior nuclear safety experts from industry, research, education and regulation. This publication, commonly referred to as INSAG-3, summarizes its recommendations in a structured table of objectives and principles. The ACNS reviewed INSAG-3 and concluded [9] that:

- *«The INSAG-3 safety objectives are consistent with [those] stated in ACNS-2 but are less general, applying only to nuclear power plants», and*

- *The INSAG-3 safety principles are, in general, consistent with [those] stated in ACNS-4 but put more emphasis on "safety culture" [while scarcely mentioning] reactor plant effluents, waste management, or decommissioning».*

INSAG-3 notes, without comment or judgement:

"Two complementary methods, deterministic and probabilistic, are currently in use [to assess whether safety objectives are met]. These methods are used jointly in evaluating and improving the safety of design and operation."

Also in 1988, the report of the Ontario Nuclear Safety Review included, as Appendix IV [10], a statement by Robertson and Hurst of what they understood to be the Canadian approach to nuclear safety. This document attempted to identify the more important objectives, principles and requirements that have been adopted to ensure the safety of Canadian power reactors.

With specific reference to research reactors, in 1984 the IAEA published a booklet "Safe Operation of Research Reactors and Critical Assemblies", Safety Series No. 35 [11], by another international group of experts.

Underlying all these national and international recommendations for nuclear safety is the system of dose limitation for exposures to ionizing radiation recommended by the International Commission on Radiological Protection (ICRP) in its publication ICRP-26 [12]. The ICRP recommendations, reproduced in Section 4, have been endorsed and adopted by most national bodies responsible for nuclear regulation, including the AECB in Canada.

4. SAFETY OBJECTIVES, PRINCIPLES AND REQUIREMENTS

This section considers the relevance to mini-reactors of existing documentation, for all nuclear facilities in Sub-section 4.1 and for nuclear reactors in Sub-section 4.2. The minor revisions that would be required are assembled in Sub-section 4.3, while major issues are discussed in Sub-section 4.4.

4.1 All Nuclear Facilities

The Canadian approach to regulating the safety of nuclear facilities is based on the three major recommendations of the ICRP in its publication ICRP-26:

- "(a) No practice shall be adopted unless its introduction produces a positive net benefit.*
- (b) All exposures shall be kept as low as reasonably achievable, economic and social factors being taken into account [the ALARA principle].*
- (c) The dose equivalent to individuals shall not exceed the limits recommended for the appropriate circumstances by the ICRP."*

The first of these essentially involves a value-judgement that should be made

by society through its elected representatives and not by the regulatory agency. For large nuclear power reactors, it is the responsibility of the electric utilities, with or without the explicit endorsement of their provincial legislatures, to make this determination before applying for a licence. For mini-reactors, the regulatory agency's responsibility should be limited to satisfying itself that the project has any necessary approvals of the governments in whose jurisdiction the reactor will operate.

The ACNS in ACNS-2, made the following general recommendations for all nuclear facilities:

1. *Nuclear activities should not lead to unacceptable risks to the workers or the general public.*
2. *For hazards due to ionizing radiation,*
 - a) *all early detrimental effects to individuals should be avoided and the risks of deferred effects (such as consequential development of cancer or production of hereditary defects) should be minimized in accordance with the ALARA principle;*
 - b) *the probability of possible malfunctions that could lead to the escape of radioactive material or the exposure of people to ionizing radiation should be limited to small values, decreasing as the severity of the potential consequences increases so that the likelihood of catastrophic accidents is virtually zero.*
3. *For non-radiological hazards,*
 - a) *the risk to workers and members of the public, from normal operation or practice of the nuclear activity, should be equal to or less than that presented by appropriately comparable industries or activities;*
 - b) *the probability and potential consequences of possible malfunctions that could lead to harm to workers or members of the public should be as low as practicable.*
4. *The risk to any future generation associated with each nuclear activity should be taken into account and given a priority for prevention not less than that given to risks presented to the current generation."*

All these general recommendations, both the ICRP's and the ACNS's, are applicable to mini-reactors.

4.2 Nuclear Reactors

The objectives, principles and requirements for nuclear power reactors articulated by the IAEA in INSAG-3, by the ACNS in ACNS-4, by the ONSR in Appendix IV of its Report, and for research reactors by the IAEA in Safety Series No. 35 were reviewed in detail by the ACNS for their relevance to mini-reactors.

The most obvious conclusion drawn from a comparison of these documents is the large amount of consistency between them. This fact, which has already been noted by the ACNS in its review of INSAG-3 [9], attests to the large measure of agreement that exists on general objectives, principles and requirements for the safety of reactors.

The next conclusion is that most of the recommendations of the four source documents are applicable unchanged to mini-reactors. To make more of the recommendations relevant to mini-reactors all that is required is a change of wording from "nuclear power plant", or equivalent, to "mini-reactor".

4.3 Minor Revisions and Comments

In ACNS-4 [7], the ACNS recommended as a target that the radiation dose to any member of the public should not exceed one per cent of the regulatory limit. The commentary section of ACNS-4 stated that this represented an attempt to satisfy the ICRP's ALARA principle (as low as reasonably achievable, social and economic factors being taken into account) in a rough-and-ready manner, in the absence of any thorough cost/benefit analysis. It went on to state:

"If a thorough and conscientious application of the ALARA principle has been made in the design and operation of a plant, levels above the stated target may be acceptable."

The ACNS recommends that this qualification to the one-per-cent target be retained for mini-reactors.

The ACNS strongly supports the principle of defence-in-depth for all nuclear facilities, but notes that the term has a significantly different meaning in the documents cited. The ACNS prefers the definition in the ONSR Report's Appendix IV [10], according to which the wording in the other documents would represent examples of the principle that may be adopted, not mandatory requirements:

"The essence of this is the anticipation of failure of an item important to safety by the provision of a backup to counter the effects of a failure".

In citing one application of defence-in-depth, the ONSR Report's Appendix IV refers to five specific barriers to the release of radioactive materials that are appropriate to CANDU reactors. However, the principle requires multiple barriers, not any specific barriers.

For mobile mini-reactors, the principles for site selection in the documents would have to be interpreted as defining where the vessel is permitted to travel and dock when in service, rather than providing for selection of a permanent site.

The ACNS considers that one of the design principles given in INSAG-3 [8], which requires thorough research and testing of any new features, is particularly relevant to mini-reactors.

Another design principle in the same document [8] requires the provision of automatic safety systems "that would safely shut down the reactor, maintain it in a cooled state, and limit any release of fission products..., if operating conditions were to exceed predetermined setpoints" despite the high quality of the design and construction and any self-controlling features of the plant. The ACNS recommends this principle be adopted for mini-reactors also but notes that due consideration of any inherent safety characteristics of the mini-reactor may reduce or eliminate the need for a particular automatic safety system.

Similarly, principles in ACNS-4 [7] refer to separate protective devices and containment features. In retrospect, this requirement, originally due to Laurence [4], seems more like one acceptable means of satisfying the risk objectives than an objective or principle in its own right. In setting requirements for mini-reactors, it should be noted that those for large power reactors did not stem logically from the objectives. Rather, deterministic requirements were selected to define the general design, then probabilistic requirements were selected for the performance of various systems so that the objectives were met. There is no fundamental reason why the same process must be followed for mini-reactors, and hence no fundamental reason for requiring either "protective devices" or "containment features", as these are understood for large power reactors.

Both ACNS-4 [7] and INSAG-3 [8] require two physically separate locations, from where the reactor can be shut down and monitored. Although this is worded more as an arbitrary requirement than an objective, the ACNS considers it to be prudent that there should be a location physically independent from the control room from which the reactor can be shut down and its shutdown condition monitored.

The ONSR Report's Appendix IV [10] requires a "fail-safe" design wherever possible. In some designs of mini-reactors this may be achieved by incorporating passive safety devices or functions, even though these may not be classified as separate safety systems.

4.4 Substantive Issues

4.4.1 Shutdown System

The IAEA's INSAG-3 [8] includes a prescriptive principle which, if taken literally, requires an independent, highly reliable shutdown system. In Canada, the "highly reliable" provision has led to the requirement for two shutdown systems, independent of the normal process systems and each other. One underlying intent is obviously to avoid any risk of the reactivity rising out of control to dangerous levels. If an applicant were able to convince the regulatory agency that a dangerous rise in reactivity is physically impossible in a particular design of mini-reactor, an independent shutdown system might not be needed. However, another intent of the principle may be to allow for unforeseen events. The ACNS therefore considers that the requirement for one shutdown system, independent of the normal process systems, should be retained.

4.4.2 Emergency-Core-Cooling System

The same document also includes a requirement for a separate emergency-core-cooling system in large power reactors that rely on forced cooling to maintain fuel temperatures within safe limits. If the design of a mini-reactor relies only on natural convection, even under accident conditions, there is no need to provide alternative means of coolant circulation. However, there remains the need to provide for an assumed loss of integrity of the primary cooling system's boundary.

4.4.3 Containment

Any mini-reactor will presumably be contained in a structure of some form, if only to protect against the weather and to restrict public access to the reactor. For power reactors, the "containment" is regarded as one of the major barriers preventing release of radioactive materials to the environment in the event of an accident. For mini-reactors, the ACNS considers that there is no logical reason for demanding containment similar to that for current power reactors. The principle from which the requirement for containment is derived is best described in INSAG-3:

"The plant is designed to be capable of retaining the bulk of the radioactive material that might be released from fuel, for the entire range of accidents considered in the design."

Some appropriate form of containment is one of the means of satisfying this principle.

4.4.4 Special Safety Systems

Several items in the design section of the same document represent requirements with respect to special safety systems, including a containment system, with specific characteristics; and similarly for the ONSR Report's Appendix IV [10]. These requirements correspond closely to those applicable to the actual design of CANDU reactors and are of a prescriptive nature. The ACNS supports these requirements for a mini-reactor if such systems are incorporated in its design, but does not necessarily support a requirement for these systems to be incorporated in the design.

Similarly, a requirement in ACNS-4 for periodic inspection and testing of "all special safety systems and safety-related components" is endorsed for mini-reactors also, but should not be construed as requiring these systems or restricting their design.

4.4.5 General Approach

In broad terms ACNS-4 [7], which was drafted after the general design of CANDU reactors had been established, includes prescriptive requirements for specific systems and components, e.g., shutdown systems, emergency-core cooling systems, containment systems. In recommending objectives, principles and requirements for mini-reactors that have yet to be designed, it is proposed

that the basic approach should be non-prescriptive, permitting the applicant to employ any means to achieve the objectives and principles, as long as the regulatory agency is convinced. A probabilistic safety assessment (PSA) would be the favoured way to gain this conviction. A generic, i.e., not site-specific, PSA would be acceptable for each class of mini-reactor.

The criteria for the PSA should be based on five principles or tenets, all drawn from ACNS-4:

- For normal operation, the maximum permissible dose to an individual shall be that prescribed by the regulatory agency for any nuclear facility.
- For normal operation, all exposures shall be kept as low as reasonably achievable, economic and social factors being taken into account (the ALARA principle).
- The total risk from all accidents shall not exceed significantly that from operation of a reactor permitted to operate at the regulatory limit.
- Accident sequences with a probability below a threshold value may be ignored.
- The permissible risks for accident sequences with severe consequences, but above the probability threshold value, shall be lower than those for accident sequences with less severe consequences (risk aversion).

For accident analysis it is necessary to set maximum permissible risks for accident scenarios with specified consequences, as has been done for power reactors in ACNS-4. In defining the criteria for mini-reactors, there is, in practice, little room for manoeuvre. Having accepted the ICRP principles for normal operation, plus the ACNS-4 principles that the risk from all accidents should not be significantly greater than that from normal operation, and that accident sequences with a probability below a threshold value may be ignored, the probability-dose curve is largely determined. To this, one could add a perceived public preference for risk aversion, making the curve on a linear scale concave downwards. There remains the question whether dose ranges, or specific accident-sequences, would be defined. The desire to be non-prescriptive favours the former, which is probably the only practicable course for mini-reactors whose design is yet unknown.

5. INTERORGANIZATIONAL SMALL REACTOR CRITERIA (SRC) WORKING GROUP

In 1988 the SRC working group published a paper [1] reviewing recent initiatives to develop safety criteria for small reactors. It noted relevant IAEA publications for both research [11] and power [8] reactors.

The SRC working group stated in its introduction that power reactor criteria

"are not appropriate for small, low power reactors. Fission product inventories in the irradiated fuel are substantially lower for small reactors, the stored energy in the fuel and coolant is much less, reactor usage is different, there are fewer occurrences which could initiate

accidents, and the consequences of such accidents are generally less severe than for power reactors."

There was no discussion in the SRC paper of why these quantitative differences should render inappropriate principles developed for power reactors, such as those of INSAG-3. In a private communication the authors stated that the second sentence of the above quotation

"is not the reason for the inappropriateness but further comment on the nature of small reactors."

They went on to explain:

"Our working group certainly does not reject INSAG-3, in fact we used it as the basis for our philosophy section and for the basic structure of our Fundamental Principles. We do, however, consider it to be incomplete and, at the detailed criteria level, lacking in certain areas specific to small reactors. Unfortunately the ACNS has not yet seen our versions of these detailed criteria. The group also considers the organization of INSAG-3 to be too difficult to follow. It is also a transitory document which has yet to gain full acceptance.

"The goal of our group is to develop Application guides specific to small reactors. It is at this level that the differences from power reactor criteria will become most evident. To fully understand these guides a document that gives a complete philosophy on small reactor safety is necessary. It goes without saying that much of the general safety philosophy is going to be the same as that for power reactors.

"For the above and other reasons the SRC group has chosen not to adopt INSAG-3, as it stands, but to use it as a basis on which to build and develop our own specifically aimed document".

The SRC working group proposed [1] developing criteria appropriate to Canadian circumstances within a logical framework very similar to that of INSAG-3. A Tier 1 document would form

"a safety philosophy consisting of top-level objectives and supporting safety principles",

while a Tier 2 document would present

"criteria for specific reactor applications, such as regulation and design".

At this stage the objectives and principles were of a general nature, indistinguishable from those of other documents reviewed here, e.g., a radiological protection objective and a defence-in-depth principle.

These intentions were elaborated further in a subsequent paper [14], the preprint of which was discussed jointly by the working group and the ACNS. This paper, which was to be presented for peer review, represented the draft of a Tier 1 document, restricted to land-based, pool-type, thermal reactors. In it the SRC working group's safety philosophy was organized into (see Figure 1):

- one Basic Safety Objective,
- three Supporting Objectives, each with its evaluation criteria, and
- twelve Fundamental Safety Principles, divided between two sets.

The ACNS finds the presentation to be attractive in its logical structure, and agrees with all the individual objectives and principles, subject to only minor comments. The ACNS endorses the inclusion of an explicit Supporting Objective for Environmental Protection. (Protection of the environment is included in the General Nuclear Safety Objective of INSAG-3, but is not the subject of a separate Supporting Objective.)

All the Fundamental Management Principles, Defence-in-Depth Principles and General Technical Principles of INSAG-3 are included in the SRC working group's Fundamental Safety Principles, and both sources identify Defence-in-Depth and Safety Culture (Fundamental Management Principles in INSAG-3) as the most important ones. However, where INSAG-3 treats these two as separate principles among others, while according defence-in-depth special status, the SRC working group regards them as headings between which the other principles are divided. Also, the SRC working group includes two additional principles under the heading *Defence-in-Depth*, namely, *Reactor Control* and *Operational Radiation Safety*.

The ACNS appreciates the reasoning that has led to the SRC working group's organization of the principles in the way this has been done. However, given the minimal differences from the INSAG-3 objectives and principles, the ACNS would prefer those for mini-reactors to follow the INSAG-3 organization as far as possible. This would make for increased ease of application for those already familiar with objectives and principles for power reactors and would facilitate international standardization.

The SRC paper states that the criteria being proposed

"are, in the main, deterministic. However, probabilistic criteria are also proposed as targets."

and later,

"The numerical assessment criteria finally adopted are event frequency and consequence criteria as they are easier to apply than summed risk criteria".

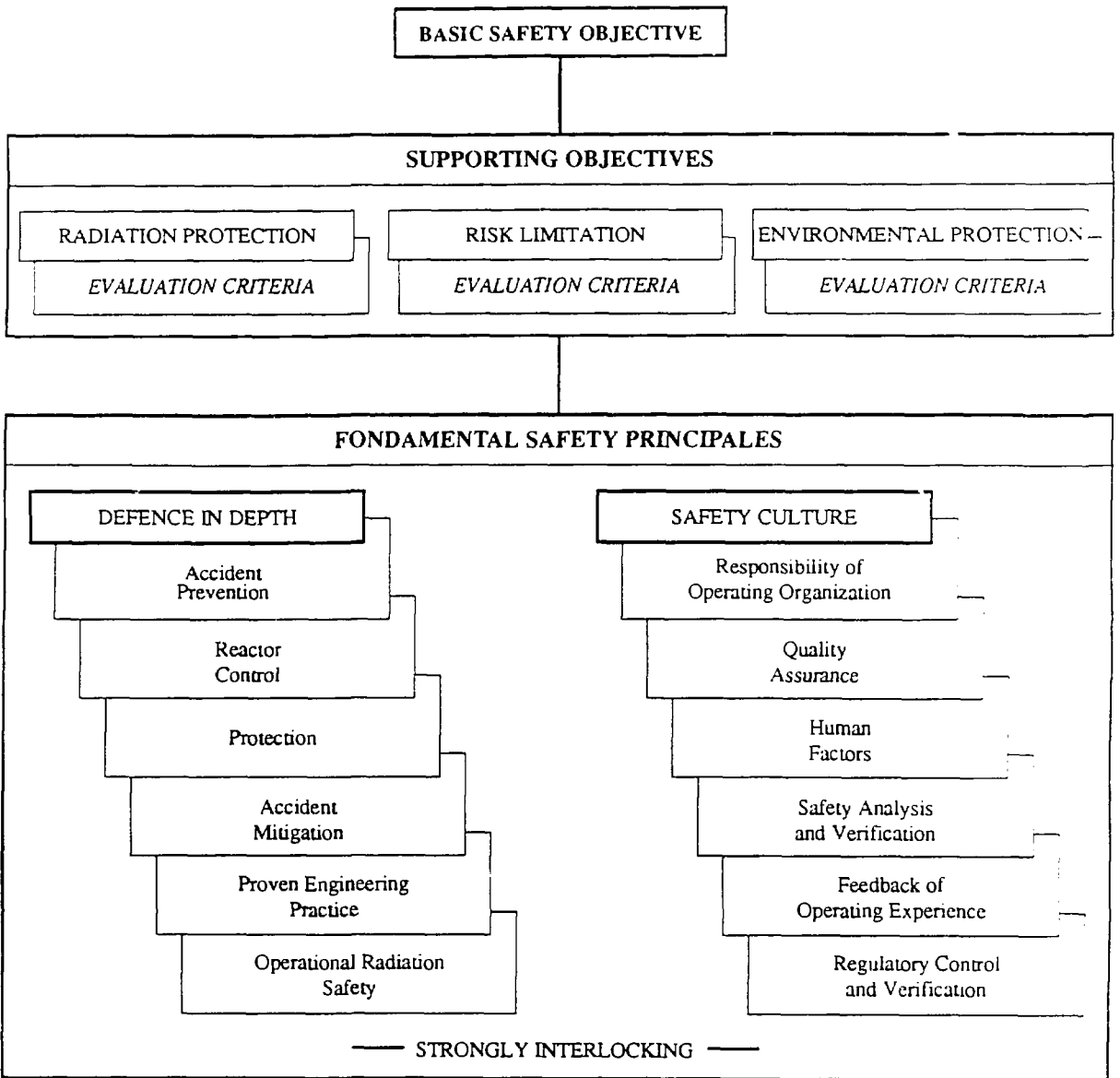


Figure 1. SAFETY PHILOSOPHY [14]

Notwithstanding minor differences in the stated approach, the ACNS does not see any essential conflict with its own recommendation for a generally non-prescriptive approach implemented through a probabilistic safety assessment, subject to specific prescriptive requirements. However, it notes that the SRC working group's formulation of the criteria involves the use of terms such as "acceptable" and "practicable", without any indication of how these are to be defined. The ACNS believes that the criteria should be derived from explicit principles wherever possible, as proposed in this report.

The SRC working group has expressed its intention of proceeding to formulate the Tier 2 Specific Applications. To avoid both unnecessary duplication of effort and confusion through independent, potentially conflicting recommendations, the ACNS has decided not to produce its own consolidated catalogue of objectives, principles and requirements for mini-reactors, at least at this time. Instead, it will comment on the SRC working group's proposal for land-based, pool-type, small thermal reactors through the peer review process. The ACNS could then either endorse the SRC working group's recommendations, with or without comments, or produce its own recommendations. At the same time, the ACNS may examine what, if any, revisions would be required to extend the SRC working group recommendations to all mini-reactors, as designated in section 1. of this report.

6. CONCLUSIONS

Canadian and international publications containing objectives, principles and requirements for the safety of nuclear facilities in general, of nuclear power plants in particular and of research reactors have been reviewed for their relevance to mini-reactors. Most of the individual recommendations, sometimes with minor wording changes, are applicable to mini-reactors. However, some prescriptive requirements for the shutdown, emergency-core-cooling and containment systems of power reactors are considered inappropriate for mini-reactors.

The ACNS, as the result of its review, recommends that the objectives, principles and requirements for the nuclear safety of mini-reactors be based on existing publications, with only relatively minor revisions.

The ACNS favours a generally non-prescriptive approach whereby the applicant for a mini-reactor licence is free to propose any means of satisfying the fundamental objectives, but must convince the regulatory agency to that effect. To do so, a probabilistic safety assessment (PSA) would be the favoured procedure. A generic PSA for all mini-reactors of the same design would be acceptable.

The ICRP publication ICRP-26 and the ACNS publication ACNS-2 are both intended to apply to all nuclear facilities, and are endorsed for mini-reactors.

The IAEA publication INSAG-3, the ACNS publication ACNS-4 and Appendix IV of the ONSR Report are all intended to apply only to nuclear power reactors, but are relevant to mini-reactors subject to some qualifications stated explicitly in this report.

Notwithstanding this non-prescriptive approach, the ACNS considers that it would be prudent to require the existence of at least one independent shutdown system, and two physically independent locations from which the reactor can be shut down and the shutdown condition monitored; and to require provision for an assumed loss of integrity of the primary cooling system's boundary, unless convincing arguments to the contrary are presented.

Finally, the ACNS endorses in general the objectives and fundamental principles proposed by the interorganizational Small Reactor Criteria working group. It recommends, however, that the working group should consider adopting the same logical structure as that of the IAEA's INSAG-3, to encourage and facilitate international standardization. The ACNS intends to review and comment on the documents on specific applications to be issued by that working group.

REFERENCES:

1. French, P.M., Ernst, P.C., Axford, D.J., Snell, V.G., "Recent Initiatives at the IAEA and within Canada to Develop Small Reactor Safety Criteria", Proceedings Canadian Nuclear Society, 1989.
2. Atchison, R.J., Boyd, F.C., Domaratzki, Z., "The Canadian Approach To Nuclear Power Safety", Nuclear Safety, Vol. 24, No. 4, 1983 July-August. (AECB INFO-0104)
3. Siddall, E. (with foreword by W.B. Lewis), "Reactor Safety Standards and Their Attainment", Report AECL-498, 1957 September.
4. Laurence, G.C., "Reactor Siting in Canada", Report AECL-1375, 1961 October.
5. Ontario Hydro, "Darlington Probabilistic Safety Evaluation", 1987 December.
6. Advisory Committee on Nuclear Safety, "Safety Objectives For Nuclear Activities In Canada", Report ACNS-2, 1982 April. (AECB INFO-0055)
7. Advisory Committee on Nuclear Safety, "Recommended General Safety Requirements For Nuclear Power Plants", Report ACNS-4, 1983 June. (AECB INFO-0116)
8. International Nuclear Safety Advisory Group, "Basic Safety Principles For Nuclear Power Plants", International Atomic Energy Agency Safety Series No. 75-INSAG-3, 1988 March.
9. Advisory Committee on Nuclear Safety, "Assessment of IAEA Safety Series Report No. 75-INSAG-3, 'Basic Safety Principles For Nuclear Power Plants'", Report ACNS-16, 1989 January.
10. Robertson, J.A.L., Hurst, D.G., "The Canadian Approach to Nuclear Safety", Appendix IV of the Report of the Ontario Nuclear Safety Review, Commissioner F. Kenneth Hare, 1988 February.
11. International Atomic Energy Agency, "Safe Operation of Research Reactors and Critical Assemblies" (Safety Series No. 35), 1984.
12. International Commission on Radiological Protection, "Recommendations Of The International Commission On Radiological Protection", ICRP Publication 26, Adopted 1977, January 17, and updated to the end of 1986.
13. International Atomic Energy Agency, "Basic Safety Standards For Radiation Protection", Safety Series No. 9, 1982.
14. Ernst, P.C., French, P.M., Axford, D.J., Snell, V.G., "Development of Small Reactor Safety Criteria in Canada", paper presented at IAEA International Symposium on Research Reactor Safety, Operations and Modifications", Chalk River, Ontario, 1989 October (IAEA-SM-310/93).

Acknowledgements

Members of the Working Group

R.E. Jervis, Chairman

A. Biron

N.C. Lind

J.A.L. Robertson

Members of the Secretariat assisting:

R.J. Atchison

P. Smith/E. Daigle (typing)

All the members of the Advisory Committee on Nuclear Safety

CCSN-14

OBJECTIFS, PRINCIPES ET
EXIGENCES DE SÛRETÉ RECOMMANDÉS
POUR LES MINI-RÉACTEURS



COMMITTEE REPORTS

Since the 1950's the Atomic Energy Control Board has made use of advisory committees of independent experts to assist it in its decision-making process. In 1979 the Board restructured the organization of these consultative groups, resulting in the creation of two senior level scientific committees charged with providing the Board with independent advice on principles, standards and general practices related to radiation protection and the safety of nuclear facilities. The two committees are the Advisory Committee on Radiological Protection (ACRP), formed in 1979, and the Advisory Committee on Nuclear Safety (ACNS), which was established a year later. Summaries of meetings of the committees are available to the public in the AECB library in Ottawa.

From time to time the committees issue reports which are normally published by the AECB and catalogued within the AECB's public document system. Committee reports, bound with a distinctive cover, carry both a committee-designated reference number, e.g. ACRP-1, and an AECB reference number in the "INFC" series. The reports generally fall into two broad categories: (i) recommendations to the Board on a particular technical topic, and (ii) background studies. Unless specifically stated otherwise, publication by the AECB of a committee report does not imply endorsement by the Board of the content, nor acceptance of any recommendations made therein.

RAPPORTS DES COMITÉS

Depuis les années cinquante, la Commission de contrôle de l'énergie atomique fait appel à des comités consultatifs composés d'experts indépendants pour l'aider dans ses prises de décision. En 1979, la CCEA a restructuré l'organisation de ces groupes de consultation pour former deux comités scientifiques supérieurs chargés de lui fournir des conseils indépendants concernant les principes, les normes et les méthodes générales touchant la radioprotection et la sûreté des installations nucléaires : ce sont le Comité consultatif de la radioprotection (CCRP), formé en 1979, et le Comité consultatif de la sûreté nucléaire (CCSN), établi l'année suivante. Le public peut consulter les comptes rendus des réunions de ces comités à la bibliothèque de la CCEA, à Ottawa.

Les comités rédigent à l'occasion des rapports qui sont normalement publiés par la CCEA et catalogués dans la collection des documents publics de la CCEA. Reliés avec une couverture distincte, les rapports des comités se reconnaissent à leur numéro de référence du comité d'origine (comme CCRP-1) et à leur numéro de référence de la CCEA dans la série «INFO». Ils se divisent habituellement en deux catégories générales : (i) les recommandations présentées à la Commission au sujet d'une question technique particulière; (ii) les études générales. À moins d'indication contraire, la publication par la CCEA du rapport d'un comité ne signifie pas que la Commission approuve le contenu de la publication, ni qu'elle en accepte les recommandations.

ACNS

Advisory Committee on Nuclear Safety

CCSN

Comité consultatif de la sûreté nucléaire

Reply to Répondre à:

File Référence:

CCSN-14

OBJECTIFS, PRINCIPES ET
EXIGENCES DE SÛRETÉ RECOMMANDÉS
POUR LES MINI-RÉACTEURS

par le

Comité consultatif de la
sûreté nucléaire

Mai 1991

Résumé

Le CCSN a passé en revue les publications canadiennes et internationales faisant état des objectifs, des principes et des exigences relatifs à la sûreté des installations nucléaires en général, et plus particulièrement des centrales nucléaires, afin de déterminer dans quelle mesure ils pouvaient également s'appliquer aux mini-réacteurs. La plupart des recommandations, sous réserve parfois de légères modifications au libellé, peuvent s'appliquer aux mini-réacteurs. Toutefois, certaines exigences normatives concernant les systèmes d'arrêt, de refroidissement d'urgence du coeur et de confinement des réacteurs de puissance ne conviennent pas aux mini-réacteurs.

Le CCSN favorise une approche généralement non normative, en vertu de laquelle le demandeur d'un permis d'exploitation d'un mini-réacteur serait libre de proposer son propre plan pour satisfaire aux objectifs fondamentaux; il devrait toutefois convaincre l'organisme de réglementation que ces objectifs seront atteints. Pour ce faire, une évaluation probabiliste de la sûreté serait préconisée. Il serait acceptable de procéder à une évaluation probabiliste générique pour tous les mini-réacteurs de même conception.

Nonobstant ce qui précède, le CCSN estime qu'il serait prudent d'exiger la mise en place d'au moins un système d'arrêt indépendant et de deux emplacements physiquement indépendants d'où il serait possible de provoquer l'arrêt du réacteur et de surveiller les conditions en période d'arrêt; il faudrait également, à moins que des arguments convaincants dans le sens contraire ne puissent être présentés, exiger des dispositions en cas de perte d'intégrité de l'enveloppe du système primaire de refroidissement.

Le CCSN souscrit de façon générale aux objectifs et aux principes fondamentaux proposés par le Groupe de travail mixte sur les critères de sûreté pour petits réacteurs et il a l'intention d'examiner et de commenter les documents sur les applications particulières qui seront préparés par ce groupe de travail.

Ce document a été approuvé par la CCEA pour publication en novembre 1990, mais il a été révisé avant sa publication en avril 1991.

TABLE DES MATIÈRES

	<u>Page</u>
Résumé	
Table des matières	
1. INTRODUCTION.....	1
2. APPROCHE DU CCSN.....	2
3. DOCUMENTATION PERTINENTE.....	2
4. OBJECTIFS, PRINCIPES ET EXIGENCES DE SÛRETÉ.....	4
4.1 Ensemble des installations nucléaires.....	4
4.2 Réacteurs nucléaires	5
4.3 Révisions mineures et commentaires	6
4.4 Questions de fond	7
4.4.1 Système d'arrêt	7
4.4.2 Circuit de refroidissement d'urgence du coeur	8
4.4.3 Confinement.....	8
4.4.4 Systèmes spéciaux de sûreté	8
4.4.5 Approche générale	9
5. GROUPE DE TRAVAIL MIXTE SUR LES CRITERES DES PETITS RÉACTEURS	10
6. CONCLUSIONS	14
Références	16
Remerciements	18

OBJECTIFS, PRINCIPES ET EXIGENCES DE SURETÉ RECOMMANDÉS POUR LES MINI-RÉACTEURS

1. INTRODUCTION

De la fin des années 1950 au milieu des années 1980, environ 300 petits réacteurs nucléaires, c'est-à-dire des réacteurs d'une puissance thermique d'au plus quelques dizaines de mégawatts (désignés ci-après "mini-réacteurs"), ont été installés dans le monde entier. Bon nombre d'entre eux étaient des réacteurs de recherche. Durant cette même période, sept très petits (environ 20 kW) réacteurs de recherche SLOWPOKE-2 ont été mis en place au Canada, dans les universités et les laboratoires gouvernementaux. Ajoutons à cela le réacteur de recherche de 5 MW de McMaster University, qui a été mis en service en 1959, et les quatre réacteurs de recherche mis en service par Énergie atomique du Canada Limitée (EACL), soit le NRU de 200 MW en 1957, le PTR de 100 W en 1957, le ZED-2 d'énergie nulle en 1960, tous trois aux Laboratoires nucléaires de Chalk River, et le WR-1 de 60 MW en 1965 à l'Établissement de recherches nucléaires de Whiteshell.

Depuis le milieu des années 1980, on note un intérêt croissant, en particulier dans les pays en voie de développement, pour les mini-réacteurs de recherche et aussi, quoique dans une moindre mesure, pour les mini-réacteurs comme petites sources d'énergie. Au Canada, des études sont déjà en cours, ou des plans définis ont été élaborés, au moins dans les cas suivants [1] :

- (1) Un nouveau modèle à fins multiples, destiné à la fois à la recherche et à la production de radio-isotopes, désigné MAPLE. Le premier modèle, MAPLE X-10, devrait remplacer le réacteur NRX aux Laboratoires de Chalk River de l'EACL.
- (2) Un système de production d'énergie, basé sur le concept SLOWPOKE et pouvant être commandé à distance, pour la production de chaleur ou d'électricité. Un prototype a été construit à Whiteshell.
- (3) Un projet de réacteur nommé AMPS devant alimenter un petit sous-marin de recherche et d'exploration, le SAGA-N.

Au Canada, les exigences de sûreté applicables aux mini-réacteurs, en particulier les réacteurs destinés à la recherche, ont été définies par bribes par l'EACL et la CCEA depuis les années 1950. Il est maintenant temps de déterminer de façon systématique quels objectifs, principes et normes de sûreté doivent réglementer la certification des mini-réacteurs. Cet examen doit se faire en tenant compte des utilisations, des conceptions et des conditions d'exploitation très variées des divers mini-réacteurs, ainsi que des différences entre les mini-réacteurs et les réacteurs de grande puissance.

2. APPROCHE DU CCSN

À l'origine, le CCSN était d'avis qu'il fallait définir des objectifs, des principes et des exigences propres aux mini-réacteurs, sans faire référence à ceux qui sont valables pour les réacteurs de puissance. Il s'est toutefois rendu compte que ces deux types de réacteurs avaient beaucoup plus de points en commun qu'ils ne présentaient de différences. Le CCSN a donc décidé de revoir en détail toute la documentation existante traitant des objectifs, des principes et des exigences relatifs aux réacteurs de puissance. Il a cherché à déterminer dans quelle mesure ceux-ci pouvaient s'appliquer aux mini-réacteurs et dans quelle mesure des modifications et ajouts seraient souhaitables. Les sections 3 et 4 présentent respectivement un résumé et une discussion de la documentation étudiée.

Parallèlement à l'étude menée par le CCSN, un groupe de travail sur les critères de sûreté pour petits réacteurs (CPR), composé de représentants de la CCEA, de l'EACL et de McMaster University, a élaboré des critères de sûreté pour les petits réacteurs [1]. En octobre 1989, le CCSN et le groupe de travail CPR se sont réunis pour échanger leurs points de vue sur la question. Le CCSN y a alors présenté le document de travail dont il est question à la section 4, alors que le groupe de travail a discuté la version préliminaire d'un mémoire devant être présenté à un colloque international la semaine suivante. Les commentaires du CCSN sur ce mémoire, ainsi que ses projets d'activités futures définies à la suite de la réunion, sont présentés à la section 5.

Enfin, la section 6 résume toutes les conclusions et recommandations formulées par le CCSN.

3. DOCUMENTATION PERTINENTE

Comme le décrivent Atchison et ses collègues [2], les permis d'exploitation pour les réacteurs de grande puissance au Canada ont été accordés à la suite d'évaluations basées sur une combinaison des approches probabiliste et déterministe. À l'origine, Siddall [3] et Laurence [4] ont proposé de choisir des critères réglementaires tels que les risques associés à la production d'électricité par voie nucléaire soient moindres que les risques associés à tout autre mode de production d'électricité, et ils ont ensuite déduit les limites d'indisponibilité pour les composants du réacteur. Par la suite, diverses exigences déterministes ont été introduites, concernant notamment les systèmes de confinement et les deux systèmes d'arrêt indépendants. La tendance actuelle favorise l'adoption d'une approche probabiliste, l'évaluation probabiliste de la sûreté étant utilisée à titre provisoire pour la certification des réacteurs CANDU à Darlington [5].

En 1982, le Comité consultatif de la sûreté nucléaire (CCSN) de la CCEA publiait, dans son rapport CCSN-2 [6], ses recommandations concernant les objectifs généraux de sûreté applicables à toutes les activités nucléaires. Ces objectifs ont par la suite été acceptés par la Commission de contrôle de l'énergie atomique. Nous verrons un peu plus loin que le rapport CCSN-2 repose sur une approche fondée sur les risques.

Faisant référence spécifiquement aux centrales nucléaires, le CCSN proposait, dans son rapport CCSN-4 [7], des critères probabilistes; cependant, il recommandait également le maintien d'un certain nombre des exigences déterministes comme moyen de satisfaire aux critères probabilistes. L'introduction de ce rapport précise en termes clairs que les recommandations se limitent aux «centrales nucléaires CANDU», c'est-à-dire aux grands réacteurs d'une puissance thermique de 100 MW ou plus; elles n'avaient donc pas été conçues pour les mini-réacteurs.

En 1988, l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) publiait une brochure intitulée «Principes fondamentaux de sûreté pour les centrales nucléaires» [8], par l'entremise du INSAG (Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire), un groupe international composé de spécialistes chevronnés en sûreté nucléaire appartenant aux secteurs de l'industrie, de la recherche, de l'éducation et de la réglementation. Cette publication, communément appelée INSAG-3, résume les recommandations de cet organisme en un tableau structuré d'objectifs et de principes. Le CCSN a examiné le rapport INSAG-3 et a tiré les conclusions [9] suivantes :

- *«Les objectifs de sûreté du rapport INSAG sont en accord avec ceux qui sont indiqués dans le document CCSN-2, mais sont moins généraux dans la mesure où ils ne s'appliquent qu'aux centrales nucléaires», et*
- *«Les principes de sûreté du rapport INSAG sont, en général, en accord avec les exigences indiquées dans le rapport CCSN-4, mais insistent davantage sur la «culture de la sûreté» [et] s'attachent peu aux effluents des réacteurs nucléaires, à la gestion des déchets ou au déclassement».*

Le INSAG-3 précise en outre ce qui suit, sans formuler de commentaires ni porter de jugement :

«Deux méthodes complémentaires, l'une déterministe et l'autre probabiliste, sont actuellement utilisées [pour juger du respect des objectifs de sûreté]. Ces méthodes sont employées simultanément pour évaluer et améliorer la sûreté de la conception et de l'exploitation»

Par ailleurs, l'annexe IV [10] du rapport de 1988 sur la sûreté des centrales nucléaires de l'Ontario présente un énoncé de Robertson et Hurst sur ce que ces derniers croient être l'approche canadienne en matière de sûreté nucléaire. Ce document tente de mettre en lumière les plus importants objectifs, principes et exigences qui ont été adoptés pour assurer la sûreté des réacteurs de puissance au Canada.

La brochure "Exploitation des réacteurs de recherche et des assemblages critiques", qui a été publiée en 1984 par l'AIEA (Collection sécurité n° 35 [11]), fait référence expressément aux réacteurs de recherche; elle a été préparée par un autre groupe international de spécialistes.

Toutes ces recommandations nationales et internationales en matière de sûreté nucléaire sont fondées sur le système de limitation des doses dues à une exposition à des rayonnements ionisants, système recommandé par la Commission

internationale de protection radiologique (CIPR) dans sa publication CIPR-26 [12]. Les recommandations de la CIPR, reprises à la section 4, ont été sanctionnées et adoptées par la plupart des organismes nationaux responsables de la réglementation nucléaire, y compris par la Commission de contrôle de l'énergie atomique du Canada (CCEA).

4. OBJECTIFS, PRINCIPES ET EXIGENCES DE SÛRETÉ

La présente section examine dans quelle mesure la documentation existante, pour toutes les installations nucléaires (sous-section 4.1) et pour les réacteurs nucléaires (sous-section 4.2), s'applique aux mini-réacteurs. Les révisions mineures jugées nécessaires sont regroupées à la sous-section 4.3, alors que la sous-section 4.4 traite des principales questions de fond.

4.1 Ensemble des installations nucléaires

L'approche canadienne gouvernant la réglementation de la sûreté des installations nucléaires repose sur trois recommandations principales de la CIPR (publication CIPR-26), à savoir :

- «(a) aucune pratique ne doit être adoptée à moins que son introduction ne produise un bénéfice net positif;
- (b) toutes les expositions doivent être maintenues au niveau le plus bas que l'on pourra raisonnablement atteindre, compte tenu des facteurs économiques et sociaux (principe ALARA);
- (c) l'équivalent de dose reçu par les individus ne doit pas dépasser les limites recommandées par la Commission dans les circonstances en question».

La première de ces recommandations repose essentiellement sur un jugement de valeur qui doit être posé par la société, par l'entremise de ses représentants élus, et non par l'organisme de réglementation. Dans le cas des réacteurs nucléaires de grande puissance, cette responsabilité incombe aux sociétés publiques d'électricité qui, avant de demander un permis, doivent en faire la preuve, avec ou sans l'appui explicite des autorités provinciales. En ce qui concerne les mini-réacteurs, la responsabilité de l'organisme de réglementation devrait se limiter à s'assurer que le projet a reçu toutes les autorisations requises par les administrations ayant autorité dans la région où sera exploité le réacteur.

Le CCSN, dans son rapport CCSN-2, formule les recommandations générales suivantes qui s'appliquent à toutes les installations nucléaires :

- «1. Les activités nucléaires ne devraient pas présenter de risque inacceptable pour les travailleurs visés ou le public.

2. Dans le cas des dangers dus aux rayonnements ionisants,
 - a) il convient d'éviter tous les effets nuisibles précoces et de minimiser, conformément au principe ALARA, le risque des effets différés, comme l'apparition subséquente de cas de cancer ou de déficiences héréditaires;
 - b) la probabilité de défauts possibles pouvant entraîner la fuite de matières radioactives ou l'exposition de personnes aux rayonnements ionisants devrait être limitée à des valeurs faibles décroissant à mesure que la gravité des conséquences possibles s'accroît, de sorte que la probabilité d'accidents catastrophiques est virtuellement nulle.
3. Dans le cas des dangers non radiologiques :
 - a) le risque pour les travailleurs et le public attribuable à une opération ou à une pratique normale de l'activité nucléaire devrait être égal ou inférieur à celui que présentent les industries ou activités comparables à ce point de vue;
 - b) la probabilité et les conséquences éventuelles de défauts possibles pouvant nuire aux travailleurs ou au public devraient être aussi faibles que possible.
4. Il convient de tenir compte, pour toute génération future, du risque associé à chaque activité nucléaire et accorder à la minimisation de ce risque une priorité qui ne soit pas moindre que celle accordée au risque de la génération actuelle.

Toutes ces recommandations générales, autant celles de la CIPR que celles du CCSN, sont applicables aux mini-réacteurs.

4.2 Réacteurs nucléaires

Le CCSN a examiné en détail les objectifs, principes et exigences applicables aux réacteurs nucléaires de puissance, qui ont été définis par l'AIEA dans le rapport INSAG-3, par le CCSN dans le CCSN-4 et par le ONSR dans l'annexe IV de son rapport, ainsi que ceux qui sont applicables aux réacteurs de recherche énoncés dans la publication n° 35 de la Collection sécurité de l'AIEA, afin de déterminer s'ils pouvaient également s'appliquer aux mini-réacteurs.

La principale conclusion qui ressort de cet examen est la très grande uniformité de ces documents. Cette constatation, qui avait déjà été soulignée par le CCSN dans son étude du rapport INSAG-3 [9], témoigne du haut degré de concordance qui existe entre les objectifs, les principes et les exigences généraux relatifs à la sûreté des réacteurs.

L'autre conclusion qui se dégage de cette étude est que la plupart des recommandations formulées dans les quatre documents de référence peuvent s'appliquer sans modification aux mini-réacteurs. Par ailleurs, pour qu'un plus grand nombre de recommandations puissent s'appliquer, il suffit de remplacer "centrale nucléaire", ou l'équivalent, par "mini-réacteur".

4.3 Révisions mineures et commentaires

Dans son rapport CCSN-4 [7], le CCSN recommande comme cible que la dose d'irradiation à laquelle est exposé un membre du public ne dépasse pas un pour cent de la limite prescrite. Dans la section de ce rapport réservée aux commentaires, le CCSN précise que cet objectif vise à satisfaire, d'une manière rudimentaire, le principe ALARA (niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu des facteurs économiques et sociaux) de la CIPR, en l'absence de toute analyse coûts-avantages approfondie. Le CCSN ajoute un peu plus loin ce qui suit :

«Si le principe ALARA est appliqué consciencieusement dans la conception et dans l'exploitation de la centrale, des limites plus élevées que la cible susmentionnée pourraient être acceptables».

Le CCSN recommande de maintenir pour les mini-réacteurs cette réserve quant au niveau-cible d'un pour cent.

Par ailleurs, le CCSN souscrit fortement au principe de défense en profondeur pour toutes les installations nucléaires, mais il précise que la signification de cette notion diffère sensiblement selon l'ouvrage cité. Le CCSN préfère la définition qui figure dans l'annexe IV du rapport du ONSR [10]; ainsi, les définitions indiquées dans les autres documents représenteraient plutôt des exemples du principe qui pourrait être adopté, mais elles ne constitueraient pas des exigences formelles :

(traduction libre)

«L'essence même de ce principe consiste à prévoir toute défaillance d'un composant important pour la sûreté par la mise en place d'un système de secours devant neutraliser les effets d'une défaillance.»

A titre d'exemple d'application du principe de défense en profondeur, l'annexe IV du rapport du ONSR fait référence à cinq barrières propres aux réacteurs CANDU pour empêcher la libération de substances radioactives. Le principe nécessite toutefois la mise en place de barrières multiples et non de barrières particulières.

Dans le cas des mini-réacteurs mobiles, les principes relatifs au choix des sites devraient être interprétés comme des critères visant à déterminer non pas le choix d'un site permanent, mais plutôt les endroits où le navire peut se déplacer et s'amarrer avec le réacteur en service.

Le CCSN estime en outre qu'un des principes de conception énoncés dans le rapport INSAG-3 [8], en vertu duquel tout nouveau dispositif doit faire l'objet de recherches et d'essais exhaustifs, est particulièrement pertinent dans le cas des mini-réacteurs.

Un autre principe de conception énoncé dans le même document [8], exige la provision de systèmes de sûreté automatiques «pour arrêter de manière sûre le réacteur, le maintenir refroidi et limiter tout rejet de produits de fission... , si les conditions d'exploitation devaient dépasser des valeurs prédéterminées» en dépit de la haute qualité de la conception et de la construction, et de toutes caractéristiques autorégulatrices de la centrale. Le CCSN recommande l'adoption de ce principe aussi pour les mini-réacteurs, mais souligne que la juste considération des caractéristiques de sûreté inhérentes quelconques du mini-réacteur peut réduire ou éliminer la nécessité pour un système de sûreté automatique particulier.

De même, les principes énoncés dans le rapport CCSN-4 [7] font référence à des dispositifs de protection et à des systèmes de confinement distincts. En rétrospective, toutefois, cette exigence, qui découle du rapport de Laurence [4], semble être davantage un moyen acceptable de satisfaire aux objectifs en matière de risques qu'un objectif ou un principe en soi. Au moment d'élaborer les exigences applicables aux mini-réacteurs, il serait bon de noter que celles qui sont applicables aux réacteurs de grande puissance ne découlent pas logiquement de ces objectifs. Des exigences déterministes ont d'abord été établies pour définir la conception générale, puis des exigences probabilistes ont été établies relativement au fonctionnement des divers systèmes, de manière à satisfaire aux objectifs. Aucune raison fondamentale ne justifie l'adoption du même procédé pour les mini-réacteurs. Par le fait même, aucune raison fondamentale ne justifie la nécessité de prévoir des «dispositifs de protection» ou des «dispositifs de confinement», dans le sens où ceux-ci sont prévus pour les réacteurs de grande puissance.

Par ailleurs, les rapports CCSN-4 [7] et INSAG-3 [8] exigent tous deux la désignation de deux endroits physiquement distincts d'où on pourrait arrêter et surveiller le réacteur. Bien que cette clause soit formulée davantage comme une exigence arbitraire que comme un objectif, le CCSN estime prudent de prévoir un lieu physiquement indépendant de la salle de commande, d'où on pourrait provoquer l'arrêt du réacteur et surveiller le processus d'arrêt.

Enfin, l'annexe IV du rapport du ONSR [10] exige une conception "à autoprotection" chaque fois que cela est possible. Dans certains types de mini-réacteurs, cela pourrait se faire par l'intégration de dispositifs ou de fonctions de sûreté passifs, même si ces derniers ne peuvent être qualifiés de systèmes de sûreté distincts.

4.4 Questions de fond

4.4.1 Système d'arrêt

Le rapport INSAG-3 de l'AIEA [8] inclut un principe normatif qui, appliqué littéralement, exige la mise en place d'un système d'arrêt indépendant et

l'adoption d'une exigence visant la mise en place de deux systèmes d'arrêt indépendants l'un de l'autre et indépendants des systèmes d'exploitation normale. Un des objectifs qui sous-tend cette exigence est, bien sûr, d'éviter que la réactivité n'augmente hors de contrôle et n'atteigne des niveaux dangereux. Cependant, si le demandeur est en mesure de convaincre l'organisme de réglementation que toute augmentation de réactivité à un niveau dangereux est physiquement impossible dans un modèle particulier de mini-réacteur, un système d'arrêt indépendant pourrait alors ne pas s'avérer nécessaire. Il se pourrait toutefois qu'un autre objectif de ce principe soit de parer à toute éventualité. Aussi le CCSN est-il d'avis qu'il faut maintenir l'exigence visant la mise en place d'un système d'arrêt indépendant des systèmes d'exploitation normale.

4.4.2 Circuit de refroidissement d'urgence du coeur

Le même document prévoit également la mise en place d'un système de refroidissement d'urgence du coeur dans les réacteurs de grande puissance, lequel système serait basé sur un dispositif de refroidissement forcé pour maintenir la température du combustible en deçà des limites sécuritaires. Cependant, si la conception du mini-réacteur est fondée uniquement sur la convection naturelle, il n'est alors pas nécessaire, même en cas d'accidents, de prévoir un autre système de refroidissement. Il y a lieu toutefois de prendre des dispositions en cas de perte d'intégrité de l'enveloppe du système de refroidissement primaire.

4.4.3 Confinement

Tout mini-réacteur devra vraisemblablement être contenu à l'intérieur d'une enceinte quelconque, ne serait-ce que pour le protéger des intempéries et éviter que le public n'y ait accès. Dans le cas des réacteurs de puissance, l'"enceinte de confinement" est considérée comme une des principales barrières pour empêcher la fuite de substances radioactives dans l'environnement en cas d'accident. Le CCSN estime toutefois qu'il n'est nullement justifié d'exiger, pour les mini-réacteurs, des systèmes de confinement similaires à ceux requis pour les réacteurs de puissance actuels. Le rapport INSAG-3 est celui qui décrit le mieux le principe qui sous-tend cette exigence en matière de confinement :

«La centrale est étudiée pour pouvoir retenir la presque totalité des substances radioactives qui pourraient s'échapper du combustible, pour toute la gamme des accidents prise en compte dans la conception».

Toute forme de confinement jugée appropriée constitue un des moyens de satisfaire à ce principe.

4.4.4 Systèmes spéciaux de sûreté

Plusieurs éléments mentionnés dans la section de ce même document traitant de la conception font référence à des exigences relatives à des systèmes spéciaux de sûreté, y compris un système de confinement, avec des caractéristiques particulières; il en va de même de l'annexe IV du rapport du ONSR [10]. Ces exigences, de nature normative, correspondent étroitement à celles applicables à la conception réelle des réacteurs CANDU. Le CCSN estime que ces exigences ne s'appliquent aux mini-réacteurs que si ces systèmes sont inclus dans la

conception des mini-réacteurs; cependant, il ne considère pas que l'inclusion de tels systèmes dans la conception est nécessairement obligatoire.

De même, le rapport CCSN-4 prévoit des inspections et des essais périodiques pour «tous les systèmes spéciaux de sûreté et tous les composants relatifs à la sûreté»; cette exigence vaut également pour les mini-réacteurs. Cependant, cela ne signifie pas que de tels systèmes sont obligatoires ou que des restrictions visent leur conception.

4.4.5 Approche générale

De façon générale, le rapport CCSN-4 [7], qui a été rédigé après l'établissement de la conception générale des réacteurs CANDU, inclut des exigences normatives qui s'appliquent à des systèmes et des composants précis, notamment les systèmes d'arrêt, de refroidissement d'urgence du coeur du réacteur et de confinement. Pour l'élaboration des objectifs, principes et exigences qui s'appliqueront à des mini-réacteurs dont la conception est à venir, il est proposé que l'approche de base devrait être non normative, en vertu de laquelle le demandeur pourrait utiliser n'importe quel moyen pour satisfaire aux objectifs et principes établis, à la condition toutefois que l'organisme de réglementation soit convaincu du respect de ces principes et objectifs. Une évaluation probabiliste de la sûreté serait la méthode préconisée d'y arriver. Il serait acceptable de procéder à une évaluation probabiliste générique, c'est-à-dire qui ne s'appliquerait pas à un site précis, pour chaque catégorie de mini-réacteur.

Les critères d'application de l'évaluation probabiliste de la sûreté devraient être fondés sur cinq principes ou doctrines, tous tirés du rapport CCSN-4 :

- Durant l'exploitation normale, la dose maximale admissible pour une personne doit correspondre à celle prescrite par l'organisme de réglementation pour toute installation nucléaire.
- Durant l'exploitation normale, toutes les expositions doivent être maintenues au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu des facteurs économiques et sociaux (principe ALARA).
- Le risque total associé à l'ensemble des accidents ne doit pas excéder de façon significative celui associé à l'exploitation normale d'un réacteur autorisé à fonctionner à la limite réglementaire.
- Il n'est pas nécessaire de tenir compte des séquences d'accident d'un niveau de probabilité inférieur au seuil d'intervention.
- Les risques autorisés pour des séquences d'accidents comportant de graves conséquences mais d'un niveau de probabilité supérieur au seuil d'intervention doivent être plus faibles que ceux associés aux séquences d'accidents comportant des conséquences moins graves (aversion pour le risque).

Pour l'analyse des accidents, il est nécessaire de fixer les risques admissibles maximaux associés à des scénarios comportant des conséquences précises, comme

cela a été fait pour les réacteurs de puissance dans le rapport CCSN-4. Pour la définition des critères applicables aux mini-réacteurs, on ne dispose donc, en pratique, que de très peu de latitude. Si l'on accepte les principes de la CIPR concernant l'exploitation normale, ainsi que les principes du rapport CCSN-4 selon lesquels le risque total associé à l'ensemble des accidents ne doit pas être nettement supérieur à celui associé à l'exploitation normale, et selon lesquels il n'est pas nécessaire de tenir compte des séquences d'accidents dont le niveau de probabilité est inférieur à un seuil d'intervention, la courbe de la probabilité en fonction de la dose devient alors en grande partie déterminée. On peut ajouter à cela la perception que le public préfère éviter les risques et la courbe établie selon une échelle linéaire devient alors concave vers le bas. Reste à savoir s'il faut définir les variations de dose ou les séquences d'accidents particulières. La préférence pour une approche non normative favorise le premier des deux, lequel est sans doute la seule ligne de conduite applicable à des mini-réacteurs dont la conception demeure encore inconnue.

5. GROUPE DE TRAVAIL MIXTE SUR LES CRITÈRES DES PETITS RÉACTEURS (CPR)

En 1988, le groupe de travail sur les critères de sûreté des petits réacteurs a publié un rapport [1] traitant des initiatives récentes entreprises en vue de définir les critères de sûreté des petits réacteurs. On y fait mention de publications pertinentes de l'AIEA qui portent à la fois sur les réacteurs de recherche [1] et sur les réacteurs de puissance [8].

Le groupe de travail CPR a déclaré dans l'introduction de son rapport que les critères des réacteurs de puissance

(traduction libre)

«ne conviennent pas aux petits réacteurs de faible puissance. Les stocks de produits de fission dans le combustible irradié sont beaucoup plus faibles dans les petits réacteurs, l'énergie emmagasinée dans le combustible et le caloporteur est beaucoup moindre, l'utilisation du réacteur est différente, les événements susceptibles de provoquer des accidents sont moins nombreux et les conséquences de ces accidents sont en général moins graves que dans le cas des réacteurs de puissance.»

Le rapport du groupe de travail CPR ne précise pas pourquoi ces différences quantitatives rendraient inadéquats les principes mis au point pour les réacteurs de puissance, par exemple, dans le rapport INSAG-3. Les auteurs ont déclaré, dans une communication privée, que la deuxième phrase de la citation précédente

(traduction libre)

«n'est pas la raison pour laquelle ces principes sont inadéquats, mais plutôt une sorte d'observation sur la nature des petits réacteurs.»

Ils poursuivent :

(traduction libre)

«Notre groupe de travail ne rejette pas le document INSAG-3, puisque nous l'avons utilisé comme fondement de notre section sur l'approche et comme base de nos principes fondamentaux. Nous croyons, toutefois, qu'il est

incomplet et, du point de vue des niveaux de critères, lacunaire dans certains secteurs précis touchant les petits réacteurs. Malheureusement, le CCSN n'a pas encore pris connaissance de nos versions de ces critères détaillés. Le groupe croit aussi que l'organisation du document INSAG-3 est trop difficile à suivre. Il ne s'agit que d'un document transitoire qui n'a pas encore été accepté définitivement».

«Notre groupe a pour but d'établir des guides d'application particuliers pour les petits réacteurs. C'est à ce niveau que les différences avec les critères des réacteurs de puissance deviendront plus évidentes. Pour bien comprendre ces guides, il faut un document qui explique l'approche complète de la sûreté des petits réacteurs. Il va sans dire que la majeure partie de l'approche générale de sûreté sera la même que celle des réacteurs de puissance».

«Pour la raison susmentionnée et d'autres raisons, le groupe CPR a décidé de ne pas adopter le document INSAG-3 dans son état actuel, mais de l'utiliser comme fondement pour élaborer et mettre au point notre propre document sur le sujet.»

Le groupe de travail CPR a proposé [1] de définir des critères adaptés aux conditions canadiennes, selon un cadre logique très similaire à celui d'INSAG-3. Un document de premier niveau définirait

(traduction libre)

«une approche de sûreté qui serait fondée sur des objectifs premiers et des principes de sûreté sous-jacents»

et un document de deuxième niveau définirait

(traduction libre)

«les critères relatifs à des applications particulières à des réacteurs, par exemple en matière de réglementation et de conception».

À ce stade, les objectifs et les principes étaient généraux et comparables à ceux qui sont énoncés dans d'autres documents que nous avons mentionnés précédemment; on y trouve, entre autres, un objectif de radioprotection et un principe de défense en profondeur.

Ces buts ont été définis un peu plus en détail dans un mémoire subséquent [14], dont l'ébauche avait été examinée conjointement par le groupe de travail et le CCSN. Ce mémoire, qui devait être soumis à l'examen de pairs, a représenté la version préliminaire d'un document de premier niveau traitant exclusivement des réacteurs thermiques, de type piscine, sis sur la terre ferme. Dans ce mémoire, l'approche de sûreté du groupe de travail (voir figure 1) reposait sur :

- un objectif de sûreté de base;
- trois sous-objectifs, chacun muni de ses critères d'évaluation;
- douze principes fondamentaux de sûreté, répartis en deux séries.

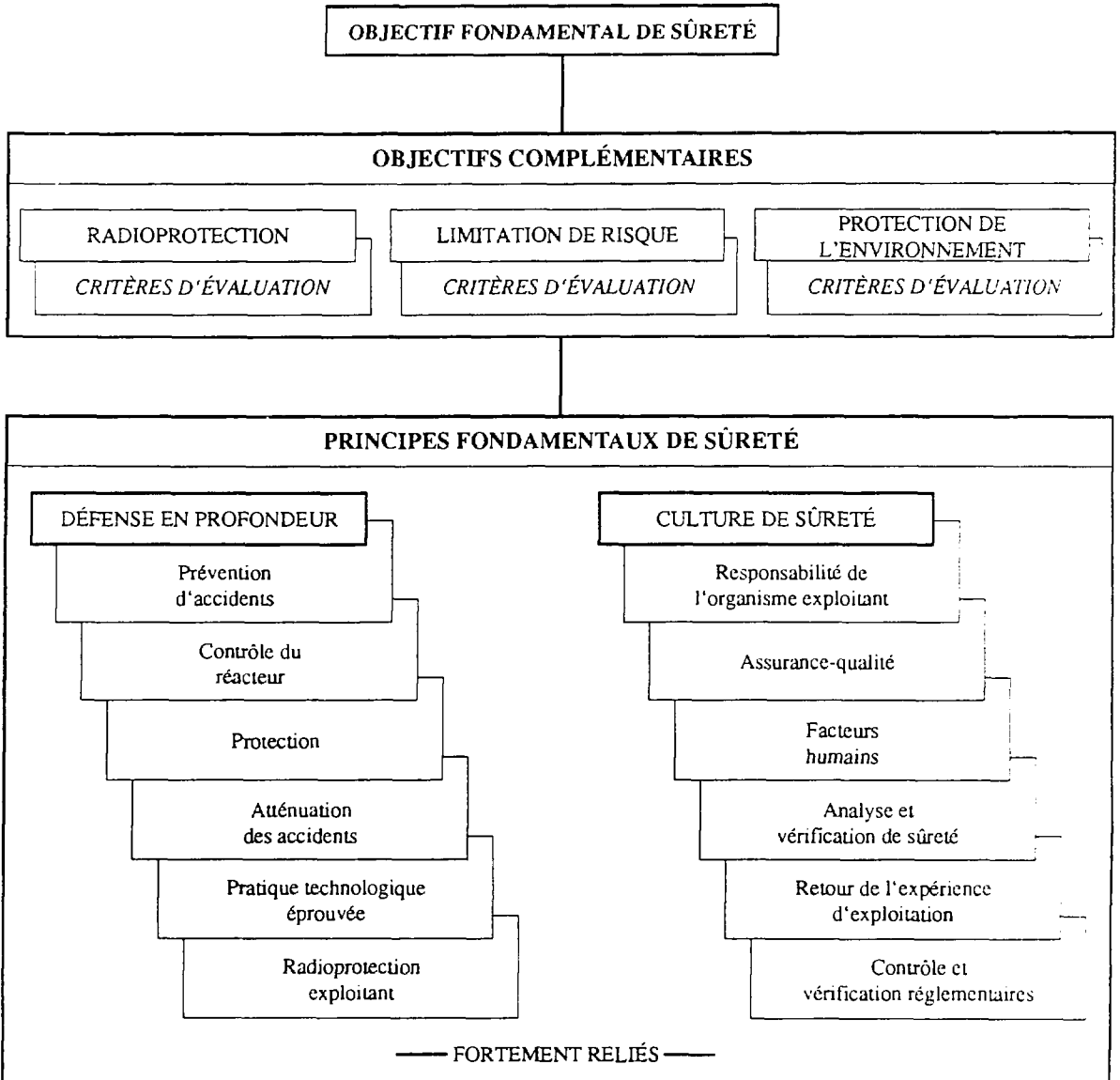


Figure 1. PHILOSOPHIE DE SÛRETÉ [14]

Le CCSN estime que le document est présenté selon un cadre logique et il souscrit à chacun des objectifs et des principes qui y sont énoncés, sous réserve seulement de quelques commentaires. Le CCSN appuie par ailleurs l'inclusion d'un sous-objectif précis pour la protection de l'environnement. (La protection de l'environnement est incluse dans l'objectif général de sûreté nucléaire du document INSAG-3, mais elle ne fait pas l'objet d'un sous-objectif distinct.)

Les principes fondamentaux de sûreté établis par le groupe de travail regroupent tous les principes fondamentaux de gestion, les principes de défense en profondeur et les principes techniques généraux du document INSAG-3; les deux sources considèrent en outre la défense en profondeur et la culture de sûreté (principes fondamentaux de gestion dans le document INSAG-3) comme étant les plus importants. Le document INSAG-3 les traite toutefois comme deux principes distincts parmi d'autres, tout en accordant une importance spéciale à la défense en profondeur, alors que le groupe de travail les considère comme deux rubriques entre lesquelles sont répartis les autres principes. De plus, le groupe de travail CPR inclut deux autres principes sous la rubrique *Défense en profondeur*, soit le *Contrôle des réacteurs* et la *Radioprotection en conditions d'exploitation*.

Le CCSN reconnaît la valeur des raisonnements sur lesquels s'est fondé le groupe de travail CPR pour regrouper les principes de la façon qu'il l'a fait. Toutefois, vu qu'il existe des différences minimes avec les objectifs et les principes énoncés dans le document INSAG-3, le CCSN préférerait que les principes et objectifs applicables aux mini-réacteurs suivent le plus possible la structure choisie dans le document INSAG-3. Une telle approche favoriserait en effet l'uniformisation internationale en plus de faciliter la tâche des personnes qui connaissent déjà les objectifs et principes touchant les réacteurs de puissance.

Le rapport du groupe de travail CPR précise que les critères proposés

(traduction libre)

«sont, dans l'ensemble, déterministes, bien que des critères probabilistes soient également proposés comme cibles»;

et plus loin :

(traduction libre)

«Les critères d'évaluation numérique qui ont finalement été adoptés sont axés sur la fréquence et les conséquences des événements, car ils sont plus faciles à appliquer que des critères fondés sur la somme des risques.»

Nonobstant les différences dans l'approche choisie, le CCSN n'y voit pas de contradiction majeure avec ses propres recommandations qui préconisent une approche généralement non normative, qui serait mise en oeuvre par une évaluation probabiliste de la sûreté sujette à des exigences normatives précises. Il note toutefois que la formulation des critères par le groupe de travail CPR comprend des mots tels que «acceptable» et «réalisable» sans que ces mots soient clairement définis. Le CCSN estime que les critères doivent, dans la mesure du possible, être définis à partir de principes explicites proposés dans le présent rapport.

Le groupe de travail CPR a exprimé son intention d'entreprendre la formulation du deuxième niveau pour les applications particulières. Afin d'éviter toute répétition inutile et toute confusion par la présentation de recommandations indépendantes et peut-être contradictoires, le CCSN a décidé de ne pas élaborer sa propre série d'objectifs, de principes et d'exigences pour les mini-réacteurs, du moins pour le moment. Il a plutôt décidé de commenter la proposition du groupe de travail CPR pour les petits réacteurs thermiques, de type piscine, sis sur la terre ferme, à l'occasion de l'examen par les pairs. Le CCSN décidera alors d'appuyer les recommandations du groupe de travail CPR, avec ou sans commentaires, ou de formuler ses propres recommandations. Le CCSN en profitera peut-être aussi pour examiner au besoin toute correction qui s'avérerait nécessaire pour élargir la portée des recommandations du groupe de travail CPR à tous les mini-réacteurs mentionnés à la section I du présent rapport.

6. CONCLUSIONS

Le CCSN a passé en revue les publications canadiennes et internationales faisant état des objectifs, des principes et des exigences relatifs à la sûreté des installations nucléaires en général et plus particulièrement des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche, afin d'en déterminer la pertinence pour les mini-réacteurs. La plupart des recommandations individuelles, sous réserve parfois de légères modifications du libellé, peuvent s'appliquer aux mini-réacteurs. Toutefois, certaines exigences normatives concernant les systèmes d'arrêt, de refroidissement d'urgence du coeur du réacteur et de confinement ne conviennent pas aux mini-réacteurs.

A la lumière de son examen, le CCSN recommande que les objectifs, les principes et les exigences relatifs à la sûreté nucléaire des mini-réacteurs soient fondés sur les publications actuelles, auxquelles ne seraient apportées que des modifications relativement mineures.

Le CCSN favorise en outre une approche de nature généralement non normative, en vertu de laquelle le demandeur d'un permis d'exploitation d'un mini-réacteur serait libre de proposer n'importe quel moyen pour satisfaire aux objectifs fondamentaux; il lui faudrait toutefois convaincre l'organisme de réglementation que ces objectifs seront atteints. Pour ce faire, le CCSN préconise une évaluation probabiliste de la sûreté. Il serait acceptable de procéder à une évaluation probabiliste générique pour tous les mini-réacteurs de même conception.

La publication n° 26 de la CIPR, ainsi que le rapport CCSN-2 du CCSN, s'appliquent à toutes les installations nucléaires et valent également pour les mini-réacteurs.

La publication INSAG-3 de l'AIEA, le rapport CCSN-4 et l'annexe IV du rapport sur la sûreté des centrales nucléaires de l'Ontario (ONSR) ont tous trois été préparés en fonction uniquement des réacteurs de puissance; ils peuvent toutefois être appliqués également aux mini-réacteurs, sous réserve de certaines modifications définies explicitement dans le présent rapport.

Nonobstant l'approche non normative préconisée par le CCNS, ce dernier estime qu'il serait prudent d'exiger la mise en place d'au moins un système d'arrêt indépendant et de deux endroits physiquement indépendants d'où le réacteur pourrait être arrêté et surveillé; il faudrait également exiger, à moins que des arguments convaincants dans le sens contraire ne puissent être présentés, des dispositions en cas de perte d'intégrité présumée de l'enveloppe du système primaire de refroidissement.

Enfin, le CCSN souscrit de façon générale aux objectifs et aux principes fondamentaux proposés par le groupe de travail mixte sur les critères de sûreté pour petits réacteurs. Il recommande toutefois que le groupe de travail adopte le même cadre logique que celui du rapport INSAG-3 de l'AIEA, afin d'encourager et de faciliter l'uniformisation à l'échelle internationale. Le CCSN a l'intention d'examiner et de commenter les documents sur les applications particulières qui seront préparés par ce groupe de travail.

Références

1. French, P.M., Ernst, P.C., Axford, D.J., Snell, V.G. "Recent Initiatives at the IAEA and within Canada to Develop Small Reactor Safety Criteria", Proceedings Canadian Nuclear Society, 1988.
2. Atchison, R.J., Boyd, F.C., Domaratzki, Z., "The Canadian Approach To Nuclear Power Safety", Nuclear Safety, vol. 24, n° 4, 1983, juillet-août. (CCEA INFO-0104)
3. Siddall, E. (préface par W.B. Lewis), "Reactor Safety Standards And Their Attainment", Rapport EACL-498, septembre 1957
4. Laurence, G.C., "Reactor Siting in Canada", rapport EACL-1375, octobre 1961.
5. Ontario Hydro, "Darlington Probabilistic Safety Evaluation", décembre 1987.
6. Comité consultatif de la sûreté nucléaire. "Objectifs de sûreté relatifs aux activités nucléaires au Canada". Rapport CCSN-2, avril 1982. (CCEA INFO-0055)
7. Comité consultatif de la sûreté nucléaire. "Exigences générales de sûreté recommandées pour les centrales nucléaires". Rapport CCSN-4, juin 1983 (CCEA INFO-0116)
8. Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire, «Principes fondamentaux de sûreté pour les centrales nucléaires» Agence internationale de l'énergie atomique, Collection sécurité n° 75-INSAG-3, janvier 1990.
9. Comité consultatif de la sûreté nucléaire, "Évaluation du rapport 75-INSAG-3 de la Collection sécurité de l'AIEA "Basic Principles for Nuclear Power Plants""", Rapport CCSN-16, janvier 1989.
10. Robertson, J.A.L., Hurs, D.G., "The Canadian Approach to Nuclear Safety", annexe IV du Report of the Ontario Nuclear Safety Review, Commissaire F. Kenneth Hare, février 1988.
11. Agence internationale de l'énergie atomique, "Exploitation des réacteurs de recherche et des assemblages critiques", Collection sécurité n° 35, 1984.
12. Commission internationale de protection radiologique, "Recommandations de la Commission internationale de protection radiologique", Publication n° 26, adoptée le 17 janvier 1977 et mise à jour jusqu'à la fin de 1986.

13. Agence internationale de l'énergie atomique, "Normes fondamentales de radioprotection", Collection sécurité n° 9, 1982.
14. Ernst, P.C., French, P.M., Axford, D.J., Snell, V.G., "Development of Small Reactor Safety Criteria in Canada", mémoire présenté lors du colloque international de l'AIEA sur la sûreté, l'exploitation et la modification des réacteurs de recherche, Chalk River (Ontario), octobre 1989 (AIEA-SM-310/93).

Remerciements

Membres du Groupe de travail

R.E. Jervis, président

A. Biron

N.C. Lind

J.A.L. Robertson

Membres du Secrétariat

R.J. Atchison

E. Daigle (dactylographie)

Tous les membres du Comité consultatif de la sûreté nucléaire.