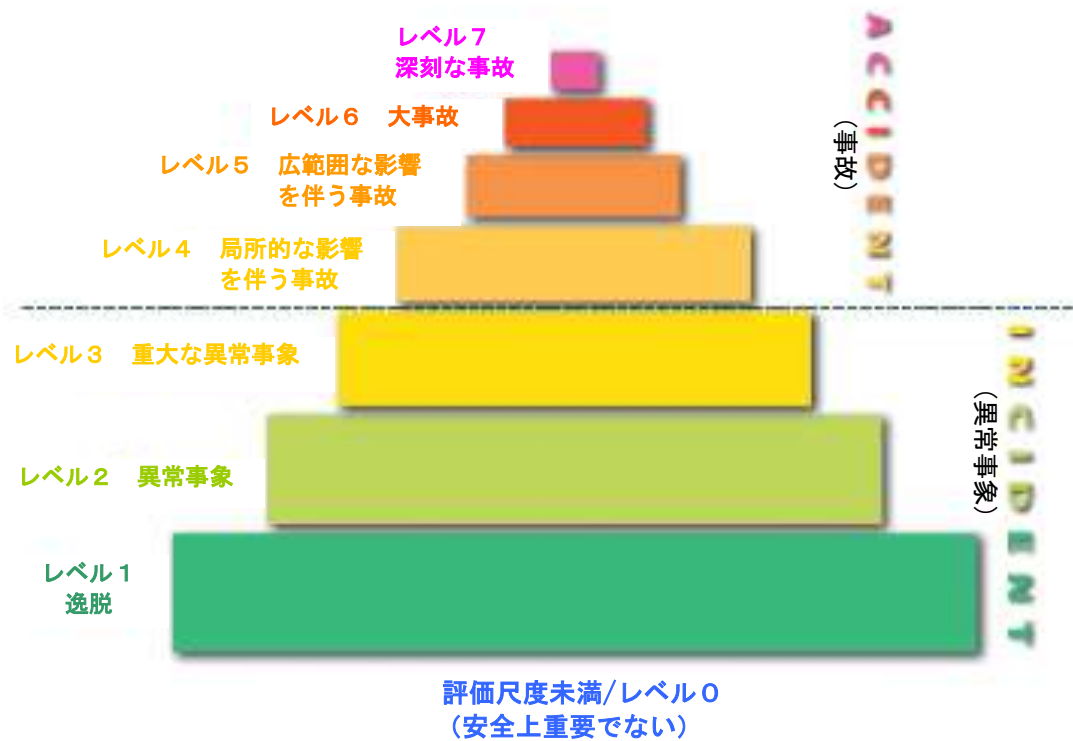


INES

The International Nuclear and Radiological Event Scale

User's Manual 2008 Edition



Co-sponsored by the
IAEA and OECD/NEA



IAEA

International Atomic Energy Agency

注 意

- A. 非売品
- B. 本図書は、「INES THE INTERNATIONAL NUCLEAR AND RADIOLOGICAL EVENT SCALE USER'S MANUAL 2008 EDITION」INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2009 の翻訳である。

本翻訳は、経済産業省 原子力安全・保安院と文部科学省により作成されたものである。本マニュアルの正式版は、国際原子力機関又はその正規代理人により配布された英語版である。国際原子力機関は、本翻訳及び発行物に係る正確さ、品質、正当性又は仕上がりに関して何らの保証もせず、責任を持つものではない。また、本翻訳の利用から直接的に又は間接的に生じるいかなる損失又は損害、結果的に発生しうること等のいかなることに對しても何らの責任を負うものではない。

- C. 著作権に関する注意：本刊行物に含まれる情報の複製又は翻訳の許可に関しては、オーストリア国ウィーン市 A-1400 ヴァグラマー通 5 番地（私書箱 100）を所在地とする国際原子力機関に書面連絡を要する。

Disclaimer

- A. NOT FOR SALE
- B. This is translation of the “INES THE INTERNATIONAL NUCLEAR AND RADIOLOGICAL EVENT SCALE USER'S MANUAL 2008 EDITION” INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2009.
- This translation has been prepared by Nuclear and Industrial Safety Agency, and Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology. The authentic version of this material is the English language version distributed by the IAEA or on behalf of the IAEA by duly authorized persons. The IAEA makes no warranty and assumes no responsibility for the accuracy or quality or authenticity or workmanship of this translation and its publication and accepts no liability for any loss or damage, consequential or otherwise, arising directly or indirectly from the use of this translation.
- C. COPYRIGHT NOTICE: Permission to reproduce or translate the information contained in this publication may be obtained by writing to the International Atomic Energy Agency, Wagramer Strasse 5, P. O. Box 100, A-1400 Vienna, Austria.

本邦訳版発行に当たっての注記事項

1. 全般

- (1) 本邦訳は、国際原子力機関（IAEA）が発行している国際原子力・放射線事象評価尺度ユーザマニュアル 2008 年版の利用者の理解促進、知見活用のため、経済産業省 原子力安全・保安院と文部科学省が IAEA の了解を得て発行するものである。
- (2) 翻訳文については、(1)項に示すとおり利用者の理解促進、IAEA の知見活用を目的としていることから、文法的な厳密さを追求することで難解な訳文となるものは、わかり易さを優先して、本来の意味を誤解することのない範囲での意識を行っている箇所もある。

2. 責任

- (1) 本邦訳版は、経済産業省 原子力安全・保安院と文部科学省により作成されたものであるが、IAEA 又はその正規代理人により配布された英語版を正式版とするものである。国際原子力・放射線事象評価尺度ユーザマニュアル 2008 年版の原文の内容については、経済産業省 原子力安全・保安院と文部科学省は一切の責任を負うものではない。
- (2) 経済産業省 原子力安全・保安院と文部科学省は本図書の翻訳の完全性、正確性を期するものではあるが、これを保証するものではなく、また本図書の利用から直接又は間接的に生じる、いかなる損失又は損害、結果的に発生しうること等のいかなることに對しても何らの責任を負うものではない。

INES
国際原子力・放射線事象評価尺度
ユーザーマニュアル

2008年版

IAEA
AND OECD/NEA

IAEA（国際原子力機構）
ウィーン 2009年

著作権表示

IAEAの全ての科学技術出版物は、万国著作権条約（1952年採択(ベルン)、1972年改訂(パリ)）により保護されている。著作権は世界知的所有権機関（ジュネーブ）により電子的財産及び知的財産を含めるよう拡大された。印刷物あるいは電子情報などその形態はどうか、IAEA出版物の全体あるいは一部の使用許可を得ることは必要で、通常、著作権使用料協定に従う。商用目的以外の複製、翻訳などの提案は歓迎するがケースバイケースで検討する。問合せは下記のIAEA出版部である。

販売促進課、出版部

IAEA

Wagramer Strasse 5

P.O. Box 100

1400 Vienna, Austria

fax: +43 1 2600 29302

tel.: +43 1 2600 22417

email: sales.publications@iaea.org

<http://www.iaea.org/books>

© IAEA, 2009

Printed by the IAEA in Austria

May 2009

IAEA-INES-2009

前書

国際メディアの注目を惹いた原子力施設における幾つかの事故に引き続いて、放射線リスクを発生させる原子力施設の運転や活動の実施に関連する全ての事象の重大性を容易に伝達する必要性が1980年代に起こってきた。これに応えて、幾つかの国におけるそれまでの自国内の経験に応じて、特定の事象に関連する放射線リスクに関する情報伝達が国家間で一貫性があるように、他の分野では既に存在する（地震の厳しさを比較する尺度のような）国際的な事象を格付けする評価尺度を開発することが提案された。

国際原子力・放射線事象評価尺度(INES)は、原子力施設における事象の安全上の重要性を伝達するために、IAEA と経済協力開発機構の原子力機関(OECD/NEA) が共同で招集した各国の専門家によって1990年に作成された。それ以来、INESは、放射線リスクを生む全ての事象の重要度についてのコミュニケーションに対する増大するニーズを満たすように拡大されてきている。一般公衆の期待により多く沿うために、1992年にまとめられたINESは、放射性物質の輸送を含む放射性物質および/または放射線に関係するいかなる事象にも適用できるように、改善され拡張されてきた。2001年、輸送および燃料サイクルに関連する事象を評価するため、INESの使用を明確化し、改良点を加えるため、INESのユーザーマニュアルの更新版が発行された。しかしながら、更なる指針が必要であると考えられ、そのための作業が、特に輸送関連の事象に関して進行中であった。フランスとスペインでは、放射線源および輸送関連事象の可能性と実際の結果に関して、更なる作業が実施された。IAEAとOECD/NEAの事務局は、INESメンバーの要請で、放射線源と放射性物質の輸送に関する全ての事象を評価するための追加指針を与える総合的文書の作成を行った。

このINESユーザーマニュアルの新しい改訂版は、追加の指針と2001年更新版を統一し、INESの継続的な使用に関して、評価事例と解説を提供するものである。この出版物は以前のユーザーマニュアルに取って代わるものである。これには、輸送関連事象を含む放射線源および放射性物質に関連するいくつかの事象の評価基準も提示する。このマニュアルは、公衆とのコミュニケーションのため、INESを使用して事象の安全重要度の評価を担当する人々の任務を助けるよう構成されている。

現在、INESコミュニケーション・ネットワークは事象情報を受け取り、これら事象情報およびそれらに対する適切なINESの評価を、60を超える加盟国のINESナショナルオフィサーに対して発信している。INESに参加している各国は、事象が速やかに評価され、国の内外に報告されることを保証するネットワークを結成した。

IAEAは、INESの使用法についての訓練サービスを要請に応じて提供しており、このシステムに参加することを加盟国に奨励している。

このマニュアルは、INES 諮問委員会メンバーの努力と INES 加盟国を代表する INES ナショナルオフィサーの努力の成果である。このマニュアルの作成と検討に関係された方々への貢献について、深く感謝する。IAEA と OECD/NEA は、本刊行物の検討で格別に努力された INES 諮問委員会メンバーに対し感謝の意を表したい。IAEA は、このマニュアル出版準備に支援を頂いた Mr.S.Mortin と、共同作業をして頂いた OECD/NEA の Mr.J.Gauvain に感謝の意を表す。また IAEA は、発行のための特別拠出資金を提供してくれた米国政府とスペイン政府に対しても感謝の意を表す。

本出版の IAEA の責任者は、Nuclear Safety and Security 部の Ms.R.Spiegelberg Planer である。

編集注記

この出版物に含まれる情報の正確さを維持すべく多くの注意が払われたが、IAEA もメンバー国も、これを使用することにより生ずる可能性のある影響に対する責任は一切負わない。

国や地域に関して特定の呼称を用いることは、そうした国や地域、権限、制度、あるいは境界(国境)設定に関する法的な状況について、発行者である IAEA の判断を意味するものではない。

特定の会社や製品の名称に言及することは(登録通りに表記されているか否かに関係なく) 所有権を侵害するいかなる意図もなく、又、IAEA 側の承認や推奨と解釈すべきではない。

目次

1. INESの概要	1
1.1 背景	1
1.2 評価尺度の概要	1
1.3 評価尺度の範囲	4
1.4 INES基準の原則	5
1.4.1 人と環境.....	5
1.4.2 放射線バリアと管理	5
1.4.3 深層防護.....	6
1.4.4 最終評価.....	7
1.5 評価尺度の使用.....	8
1.6 事象情報の伝達	9
1.6.1 一般原則.....	9
1.6.2 国際コミュニケーション.....	10
1.7 マニュアルの構成	12
2. 人と環境への影響	14
2.1 概要.....	14
2.2 放出放射能	15
2.2.1 放出の評価方法	15
2.2.2 放出放射能に基づくレベルの定義	17
2.3 個人に対する被ばく線量.....	18
2.3.1 個人が被ばくした時の最低評価値のための評価基準.....	19
2.3.2 被ばく者数の考慮に関する基準	20
2.3.3 線量推定の方法	21
2.3.4 要約.....	21
2.4 実事例	22
3. 施設における放射線バリアと管理への影響	30
3.1 概要	30
3.2 レベルの定義.....	31
3.3 放射線学的等価値の計算.....	34
3.4 実事例	34

4.	輸送と放射線源事象に対する深層防護への影響の評価	42
4.1	事象評価に関する一般原則.....	43
4.2	事象評価のための詳細なガイダンス.....	44
4.2.1	最大の潜在的影響の特定.....	44
4.2.2	安全対策の有効性に基づく評価.....	46
4.3	実事例.....	55
5.	出力運転中の発電用原子炉の事象についての深層防護に対する影響の評価	68
5.1	安全設備の有効性を考慮に入れた基本評価値の特定.....	69
5.1.1	起因事象発生頻度の特定.....	71
5.1.2	安全機能の作動性.....	72
5.1.3	実際の起因事象を伴う事象の基本レベルの評価.....	74
5.1.4	実際の起因事象を伴わない事象の基本レベルの評価.....	77
5.1.5	潜在的な事象(構造的な欠陥を含む).....	79
5.1.6	評価尺度未満 / レベル0の事象.....	80
5.2	付加的要因の考慮.....	81
5.2.1	共通要因故障.....	82
5.2.2	手順上の不備.....	82
5.2.3	安全文化の問題.....	82
5.3	実事例.....	84
6.	特定の施設での事象に対する深層防護への影響の評価	103
6.1	事象評価の一般的原則.....	103
6.2	事象評価のための詳細なガイダンス.....	105
6.2.1	最大の潜在的影響の特定.....	105
6.2.2	安全防護層の数の特定.....	107
6.2.3	基本レベルの評価.....	110
6.2.4	付加的要因の考慮.....	113
6.3	特定事象の安全防護層による評価手法適用に関するガイダンス.....	116

6.3.1	原子炉停止中の冷却系故障を含む事象.. .. .	116
6.3.2	使用済燃料プールに影響を及ぼす冷却系の故障に関わる事象.....	116
6.3.3	臨界管理.....	117
6.3.4	無認可の放出または汚染の拡大.	118
6.3.5	線量管理.	118
6.3.6	遮蔽区域扉のインターロック.....	118
6.3.7	抽出換気、フィルターおよび浄化系の故障.	119
6.3.8	取扱い時の事象と重量物の落下.	120
6.3.9	電源喪失.	121
6.3.10	火災と爆発.. ..	122
6.3.11	外部ハザード.....	122
6.3.12	冷却系統の故障.	122
6.4	実事例.....	123
6.4.1	停止中の発電用原子炉における事象.....	123
6.4.2	発電用原子炉以外の施設における事象.	130
7.	評価手順.....	144
付録 I.	放射線学的等価値の計算.....	154
付録 II.	確定的影響に対するしきい値レベル.....	159
付録 III.	一連の放射性同位元素に対するD値.....	163
付録 IV.	共通の行為(活動)に基づく放射線源の分類.....	167
	参考資料.....	169
附属資料 I.	深層防護.....	171
附属資料 II.	起因事象およびそれらの発生頻度の事例.....	174
附属資料 III.	参加国と機関のリスト.	180

用語集.....	183
図のリスト.....	193
表のリスト.....	195
事例のリスト.....	197
草稿作成とレビューへの貢献者.....	201

1. INES の概要

1.1 背景

国際原子力・放射線事象評価尺度(INES：The International Nuclear and Radiological Event Scale)は、放射線源に関する事象の安全重要度を一貫した表現で公衆に速やかに伝達するために使用される評価尺度である。この尺度は広範囲の行為(活動)をカバーしており、X線写真撮影などの産業利用、病院での放射線源の使用、原子力施設での放射能、放射性物質の輸送を含む。INES 評価尺度の使用は、これら全ての行為(活動)により発生する事象を適切な視点からながめることにより、技術者、メディア、公衆の間で共通の理解を助けることができる。

この評価尺度は、IAEA と経済協力開発機構 / 原子力機関 (OECD/NEA) が招集した国際的な専門家グループによって 1990 年に開発された。この尺度はもともと、フランスと日本における類似の評価尺度の使用と、数カ国における可能な評価尺度の検討で得られた経験を反映したものであった。それ以来、IAEA は、OECD/NEA と協力しながら、また隔年ごとに開かれる INES の技術会議において INES 加盟国を代表する 60 人以上の指名された INES ナショナルオフィサーの支援を得ながら、その開発を行ってきた。

当初この評価尺度は、原子力発電プラントでの事象を分類するために適用され、その後、民生用原子力産業に関係する全ての施設に適用できるように拡張され調整された。最近になって、放射性物質や放射線源の輸送、貯蔵、使用に関係する全ての事象の重要度を伝達ことに対するニーズの増大に応じるため、さらに拡張され調整された。この改訂マニュアルは、すべての使用の手引きを一つの文書にまとめたものである。

1.2 評価尺度の概要

この評価尺度において、事象は 7 つのレベルに分類される：レベル 4~7 は「事故」と呼び、レベル 1~3 は「異常な事象」と呼ぶ。安全上重要でない事象は、評価尺度未満 / レベル 0 に分類する。放射線や原子力の安全に関連しない事象は、本評価尺度での分類を行わない(1.3 節を参照のこと)。

公衆への事象の情報提供のため、各 INES のレベルに対して明確な説明が行われた。これらは重大性が増大する順に、逸脱、異常事象、重大な異常事象、局所的な影響を伴う事故、広範囲な影響を伴う事故¹、大事故、深刻な事故となっている。

評価尺度の策定に際してのねらいは、評価尺度のレベルが上昇することに事象の重大性が約 1 桁上昇するようにすることである。(つまり、この評価尺度は対数尺度である) USSR[訳注：現在はウクライナ]のチェルノブイリ原子力発電プラントでの 1986 年の事故は、INES ではレベル 7 に評価される。この事故は、人と環境に対し広範囲に影響を及ぼした。INES 評価基準の作成に際しての重要検討事項の一つは、それほど苛酷でない局所的な事象の重要度レベルが、この非常に苛酷な事故から明確に分けられるようにすることであった。したがって、スリーマイルアイランド原子力発電プラントでの 1979 年の事故は、INES 評価尺度でレベル 5 に評価され[訳注：つまり重要度が 2 桁低い]、放射線による死亡者が 1 名の事故はレベル 4 に評価される[訳注：つまり重要度が 3 桁低い]。

評価尺度の体系を表 1 に示す。事象は、3 つの異なった分野に関する影響の観点から検討される。具体的には、人と環境への影響、施設における放射線バリアと管理への影響、深層防護への影響である。レベルの詳細な定義は、本マニュアルの後続の章に示す。

人と環境への影響は局所的となる可能性がある(すなわち事象の発生場所の近傍にいた 1 人または数人が放射線量を受ける場合もあるし、施設からの放射性物質の放出のように広範囲に及ぶ場合もある)。施設における放射線バリアと管理への影響は、発電用原子炉、再処理施設、大型の研究用原子炉あるいは大型の放射線源製造施設のような、大量の放射性物質を扱う施設にのみ関係する。それは、放射線バリアの故障により引き起こされ、その結果、人と環境の安全を脅かすような炉心溶融や放射性物質の大量流出のような事象をカバーする。これら 2 つの分野(人と環境および施設における放射線バリアと管理)を用いて評価されるこれらの事象は、“実際の影響”を伴う事象として、本マニュアルに記載される。深層防護の劣化では、原則として実際の影響がないものの、事故を防止したりあるいは事故に対処するために用意された手段が意図したとおりに作動しないような事象をカバーする。

レベル 1 は、深層防護の劣化のみをカバーする。レベル 2 と 3 は、深層防護のより重大な劣化、または人や施設へのより低レベルの実際の影響をカバーする。レベル 4~7 は、人、環境、施設へのより高レベルの実際の影響をカバーする。

¹ 例えば、何らかの防護措置を取る結果になりそうな施設からの放出、又は、放射能の強い線源の遺棄は何人かの死者の発生に繋がる可能性がある。

表 1 INESで事象を評価するための一般基準

INES レベル	人と環境	施設における放射線バリアと管理	深層防護
深刻な事故 レベル 7	<ul style="list-style-type: none"> 計画された広範な対策の実施を必要とするような、広範囲の健康および環境への影響を伴う放射性物質の大規模な放出。 		
大事故 レベル 6	<ul style="list-style-type: none"> 計画された対策の実施を必要とする可能性が高い放射性物質の相当量の放出。 		
広範囲な影響を伴う事故 レベル 5	<ul style="list-style-type: none"> 計画された対策の一部の実施を必要とする可能性が高い放射性物質の限定的な放出。 放射線による数名の死亡。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心の重大な損傷。 高い確率で公衆が著しい被ばくを受ける可能性のある施設内の放射性物質の大量放出。これは、大規模臨界事故または火災から生じる可能性がある。 	
局所的な影響を伴う事故 レベル 4	<ul style="list-style-type: none"> 地元で食物管理以外の計画された対策を実施することになりそうもない軽微な放射性物質の放出。 放射線による少なくとも 1 名の死亡。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心インベントリーの 0.1%を超える放出につながる燃料の熔融または燃料の損傷。 高い確率で公衆が著しい大規模被ばくを受ける可能性のある相当量の放射性物質の放出。 	
重大な異常事象 レベル 3	<ul style="list-style-type: none"> 法令による年間限度の 10 倍を超える作業員の被ばく。 放射線による非致命的な確定的健康影響(例えば、やけど)。 	<ul style="list-style-type: none"> 運転区域内での 1 Sv/時 を超える被ばく線量率。 公衆が著しい被ばくを受ける可能性は低い設計で予想していない区域での重大な汚染。 	<ul style="list-style-type: none"> 安全設備が残されていない原子力発電所における事故寸前の状態。 高放射能密封線源の紛失または盗難。 適切な取扱い手順を伴わない高放射能密封線源の誤配。
異常事象 レベル 2	<ul style="list-style-type: none"> 10 mSv を超える公衆の被ばく。 法令による年間限度を超える作業員の被ばく。 	<ul style="list-style-type: none"> 50 mSv/時 を超える運転区域内の放射線レベル。 設計で予想していない施設内の区域での相当量の汚染。 	<ul style="list-style-type: none"> 実際の影響を伴わない安全設備の重大な欠陥。 安全設備が健全な状態での身元不明の高放射能密封線源、装置、または、輸送パッケージの発見。 高放射能密封線源の不適切な梱包。
逸脱 レベル 1			<ul style="list-style-type: none"> 法令による限度を超えた公衆の過大被ばく。 十分な安全防護層が残ったままの状態での安全機器の軽微な問題。 低放射能の線源、装置または輸送パッケージの紛失または盗難。
安全上重要でない(評価尺度未満/レベル0)			

INES は広範囲の行為(活動)をカバーしているが、いくつかの行為(活動)に関連する事象については、評価尺度の高いレベルに達するとは考えられない。例えば、産業用の X 線写真撮影で使用される線源が持ち出され不適切に取り扱われた場合でも、その輸送に関連した事象が INES レベル 4 を超えることはないと考えている。

1.3 評価尺度の範囲

評価尺度は、放射性物質や放射線源の輸送、貯蔵、使用に関係するいかなる事象にも適用できる。それは、事象が施設で起きるかどうかに関係なく適用され、放射性線源や線源パッケージの紛失や盗難、スクラップ金属取引業に誤って引き渡された放射線源などの身元不明線源の発見も含まれる。評価尺度は、他の規制対象行為(活動) (例：鋳物の加工) における個人の想定外の被ばくを伴う事象にも適用できる。

評価尺度は、民間(非軍事)での使用のみを意図しており、事象の安全面にのみ関係している。評価尺度は、また、セキュリティ関連の事象や、人を放射線により意図的に被ばくさせる悪意のある行為を評価するために使用することは考えていない。

装置が医療目的で使用されている場合(例えば放射線診断や放射線治療)、本マニュアルのガイダンスを使用して、作業員や公衆が実際に被ばくした事象や、その装置の劣化や安全設備の欠陥を伴う事象を評価することは可能である。現在、この評価尺度では、医療行為の一環として照射を受けた患者に対する実際の、または、潜在的な影響を対象としていない。医療行為におけるそのような被ばくについてのガイダンスの必要性は認識されており、後日検討がなされる。

この評価尺度は、原子力または放射線施設における各々の事象に適用できるわけではない。この評価尺度は、労働安全にのみ関係する事象や、放射線や原子力安全に関して安全上の関連性を持たない他の事象には当てはまらない。例えば、非放射性物質の気体状放出のような化学的ハザードだけをもたず事象や、転落または電気ショックにより原子力施設における作業員の傷害や死亡に至るような事象については、この評価尺度を使用して分類することにはならない。同様に、タービンまたは発電機の稼働性に影響する事象は、もしそれらが出力運転中の原子炉に影響しない場合には、この評価尺度で分類することはなく、また放射線ハザードの可能性を含んでおらず、放射線安全または原子力安全に関係する装置に影響しない火災ならば、評価尺度に基づいて分類することもない。

1.4 INES 基準の原則

各事象は、1.2 節で説明した関係分野、つまり、人と環境、放射線バリアと管理、深層防護の各々に照らして検討しなければならない。その上で事象の評価は、3 つの分野の各々に関する検討結果から、最も高いレベルのものとなる。以下に、各分野への影響の評価に関する原則を簡潔に説明する。

1.4.1 人と環境

人に対する実際の影響を評価するための最も単純なアプローチは、被ばく線量を評価の基本とすることである。しかし、事故については、あらゆる大きさの影響に対処するのにこのアプローチが適切な方法ではないかもしれない。例えば、ある施設で重大な事故が起きたにも拘わらず、一般公衆を避難のさせるための緊急時対策を効率的に適用したことで、被ばく線量が相対的に小さくなることもありうる。そうした事象を単に被ばく線量に基づいて評価することは、施設で起きたことの真の重大性を伝達することにならず、汚染が広く拡大した可能性を考慮に入れていない。したがって、INES の事故レベル（4～7）については、受けた線量ではなく放出された放射性物質の量に基づいて基準が作成されている。明らかに、これらの基準は、大量の放射性物質を放散する可能性のある行為(活動)にのみ適用される。

潜在的に放出される可能性のある放射性物質が多種多様であることを考慮するために、評価尺度では「放射線学的等価値」という概念を用いる。これは放射エネルギーが ^{131}I のテラ・ベクレルで定義され、他の同位元素について、同レベルの実効線量をもたらす等価レベルを特定するために換算係数が定義されている。

人と環境に対して下位レベルの影響を伴う事象については、被ばく線量と被ばくした人の数に基づいて評価が行われる。

(上記の放出の基準は、以前は「施設外」基準と呼ばれていた)

1.4.2 放射線バリアと管理

敷地境界が許認可の一部として明確に定義されており、大量の放射能放出の可能性(起こりそうもないとしても)を有する主要な施設では、放射線バリアに重大な故障があっても、人や環境に対しては重大な影響がないという事象もありえる(例えば、炉心溶融が起こり放射性物質が格納容器内に保持されている場合)。また、このような施設では、汚染の大規模拡大や放射線の増大があるが、それでも深層防護がある程度に残っていて、人々や環境に対する重大な影響を防止するという事象もありえる。

両ケース共に、敷地境界の外での個人に対する重大な影響はないが、第一のケースでは、個人への影響の可能性が高くなり、そして第二のケースでは、このような故障が放射線管理の運営における重大な欠如を示している。INES でこのような事象の評価を行う場合、これらの課題を適切に考慮することが重要である。

これらの問題を評価する基準は、大量の放射性物質を取り扱う認可施設にのみ適用される(これらの基準は、作業員の被ばく線量についての基準と合わせて、以前は「施設内」基準と呼ばれていた)。放射線源や放射性物質の輸送に関する事象については、人と環境についての基準と深層防護についての基準のみを考慮すればよい。

1.4.3 深層防護

INES は、全ての放射線事象および全ての原子力または放射線安全事象に適用できることを意図したものであるが、これらの事象の大多数は設備や手順の不備に関係しているものである。そうした事象の多くは、実際には人や環境に対する影響には至らないが、そのうちのいくつかは他よりも安全重要度が高いと認識されている。これらのタイプの事象を実際の影響にのみ基づいて評価すると、そうした事象はすべて評価尺度未満 / レベル 0 に評価され、それらを客観的に見ると評価尺度が何の実際の価値も持たないことになる。したがって、INES 運用開始時において、INES は事象の実際の影響だけでなく潜在的な影響もカバーしなければならないという合意がなされた。

「深層防護の劣化」として知られるようになったものをカバーするために、一連の基準が作成された。これらの基準では、輸送、貯蔵、使用を含む放射性物質や放射線源の利用には、すべて、多くの安全対策が組み込まれているということが考慮されている。これらの安全対策の数と信頼性は、それらの設計とハザードの大きさに依存する。これらの安全対策のうちいくつかは機能しなくなるが、その他により実際の影響を防止するという事象が起るかもしれない。そうした事象の重要度を伝達するために、放射性物質の量と安全対策の失敗の重大性に依存する基準が定められた。

これらの事象は、実際の影響を伴わず事故の発生する可能性を高くするだけであるため、そうした事象の最高評価値はレベル 3 (重大な異常事象) に設定すべきであると合意されている。さらに、この最高レベルは、安全対策が全て機能しない場合に重大な事故 (つまり INES 評価基準のレベル 5、6、7 に評価される事故) に至る可能性がある行為(活動)にのみ適用すべきであるとの合意がなされている。ハザードのポテンシャルが非常に小さい行為(活動) (例えば小さな医療用または産業用の放射性線源の輸送) に関係する事象については、深層防護に基づく最高評価レベルはそれに相応して低くなる。

深層防護で取り上げる最後の問題は、本書において付加的要因として説明するものであり、これにより共通要因故障、手順書に関する問題、および安全文化を適宜カバーする。これらの付加的要因を扱うために、この基準では、実際の設備故障や管理上の不手際の重要性だけを考慮することにより得られた評価結果から 1 レベルだけ評価を引き上げることができる。(放射線源や放射性物質の輸送に関連する事象については、付加的要因によるレベルの引き上げの可能性は、別途考慮するのではなく評価表の一部として含まれていることに留意することが必要である)

これらの法則を実施するために作成された詳細な基準は、本資料で定義されている。3つの個別的ではあるが一貫性のあるアプローチが適用されている。1つは、輸送や放射線源の事象に対するアプローチ、1つは出力運転中の発電用原子炉における事象に特有のアプローチ、1つはその他の許可施設での事象(冷温停止中の原子炉、研究用原子炉および原子力施設の廃止措置における事象を含む)についてのアプローチである。深層防護について、これらのアプローチ毎に1つずつ、計3つの別々の章があるのはこのためである。各章は自己完結的であり、利用者が対象としている事象について、その関係する章のみで評価できるようになっている。

輸送や放射線源の事象についての基準は、すでに述べた深層防護の3つの要素、つまり放射性物質の量、安全対策の不備の程度、付加的要因をすべて組み合わせた表にまとめられている。

出力運転中の発電用原子炉についての基準では、2つの表で基本的評価を行うことができるようになっており、さらに付加的要因をもとに評価を1レベル引き上げられるようにしている。表に基づくこの基本的評価は、実際に安全設備の作動要求があったかどうか、安全設備の劣化の度合い、安全設備の作動を必要とするような事象の発生する可能性に依存する。

冷温停止中の原子炉、研究炉、およびその他の認可施設における事象の基本評価値は、表に示されており、これは、すべての安全対策が機能しなかった場合の最大の影響と、実際にどれだけの安全対策が残っていたかに依存する。この後者の要因は、独立した安全防護層と呼ばれるものに安全対策をグループ化し、そうした安全防護層の数を数えることによって考慮される。付加的要因は、基本評価値を1レベルだけ引き上げることを許容することで考慮される。

1.4.4 最終評価

事象の最終評価では、上述の関連基準をすべて考慮しなければならない。各事象を、関係する基準それぞれに照らして検討を行い、導き出された最大のレベルがその事象に適用されるレベルとなる。

INES レベルの一般的な記述と整合性に関する最終チェックは、評価の妥当性を確かなものとする。評価のアプローチ全体を、第 7 章のフローチャートに要約した。

1.5 評価尺度の使用

INES はコミュニケーションのツールである。その主目的は、事象の安全上の重要度について技術者、メディア、公衆間のコミュニケーションと理解を促進することである。事象情報伝達の一部としての INES の使用に際しての、さらにいくつかの具体的なガイダンスを 1.6 節に示す。

規制管理システムの範囲に含めるべき行為(活動)や施設を定義したり、ユーザーが規制当局や公衆に報告すべき事象の要件を定めることは、INES あるいはその関連の国際的なコミュニケーションシステムの目的ではない。事象およびその INES 評価のコミュニケーションは、正式の報告システムではない。同様に、評価尺度の基準では、国の正式な緊急時対策に使用する既存の確立した基準を置き換えることを意図していない。そうした事柄について自らの規制と体制を定めるのは各国である。INES の目的は、単に伝達される事象の安全上の重要度を全体的に理解するのを支援するというにすぎない。

コミュニケーションが速やかに行われることが重要であり、さもなければ、メディアや公衆の推測により事象に関して混乱した理解が生じる。いくつかの状況では、早い段階で全ての詳細情報が得られない事があり、利用できる情報と事象の性質を理解している人々の判断に基づいて、暫定評価を発表することが推奨される。後から、最終評価を公表し、違いがあれば説明する。

大部分の事象については、こうしたコミュニケーションは、事象が発生する地域や国においてのみ関心が持たれるものであり、加盟国はそうしたコミュニケーションのための仕組みを確立しなければならないであろう。しかし、より広く関心を持たせるか、その可能性のある事象について国際的なコミュニケーションを促進するため、IAEA と OECD/NEA は、すべての INES 加盟国に事象情報を伝える事象評価票 (ERF) に、事象の詳細を入力することができるコミュニケーション・ネットワークを開発した。2001 年以来、INES メンバーにより、このウェブ・ベースの INES 情報サービスが使用されメディアや公衆のみならず技術者にも事象を伝達してきた。

INES を使用して、施設、機関、国の間で安全パフォーマンスを比較することは適切ではない。軽微な事象を公衆に報告する取り決めは異なっており、そして評価尺度未満 / レベル 0 とレベル 1 の間の境界にある事象を評価する場合、一貫性を厳密に確保することは難しい。レベル 2 以上の事象については一般的に情報が利用可能であると考えられるが、このような事象の件数は年によっても変わるものの統計的に少ないため、意味のある国際比較とすることは難しい。

1.6 事象情報の伝達

1.6.1 一般原則

コミュニケーション戦略の一環として、INES を現地[訳注：各施設所在地]、国内で、そして国際的に使用すべきである。国内のコミュニケーションをどのように行うべきかについて国際的な文書で厳密に定めることは適切ではないが、適用できる一般原則がいくつかある。本節ではこれらについて述べる。国際的なコミュニケーションに関するガイダンスについては、1.6.2 節で述べる。

INES の評価を使用して事象を伝達する場合、対象とする読者は主にメディアと公衆であることを忘れないことが必要である。したがって：

- 事象の概要説明では、分かりやすい言葉を使用し、専門用語を避ける；
- 特に設備や系統の記述では略語を使用しない（例えば、MCP の代わりに主冷却材ポンプを使用する）；
- 作業員および / または公衆に対する確定的健康影響などは、実際に確認された影響について述べる；
- 実際に確認された被ばく線量と共に、被ばくした作業員および / または公衆の人数の推定値も示す；
- 人や環境に影響がない場合は、それを明瞭に断言する；
- 講じられた防護対策を示す。

原子力施設における事象を伝達するときは、次の項目が必要である：

- 事象の発生日時；
- 施設の名称と所在地；
- 施設のタイプ；

- 関連する主要な系統（該当する場合）；
- 環境への放射性物質の放出の有無、或いは、人および環境への影響の有無についての全般的な記述

その他、放射線源または放射性物質の輸送に関する事象については、次の項目が事象の記述に関連する部分となる。

- 事象に関係する放射性核種
- 線源が用いられた行為(活動)とその IAEA の分類[1]
- 線源と関係する装置の状態、および線源あるいは装置が紛失している場合には、登録番号等その線源または装置を特定するのに助けとなる情報。

1.6.2 国際コミュニケーション

第 1.5 節で説明したとおり、IAEA は事象の国際的コミュニケーションを促進するためのシステムを維持している。このサービスは正式の報告システムではなく、また、システムは自主的に運用していると認識することが重要である。その目的は、国際的にメディアの関心を惹くか、またその可能性の高い事象の安全上の重要度について、技術者（産業界および規制者）、メディア、公衆の間のコミュニケーションと理解を促進することである。国境を越える輸送事象を伝達するために、このシステムを使用する利点もある。

多くの国は、事象の重要性を明確に説明できる方法で事象を公開し伝達することの重要性を明確に認識しているため、INES システムに参加することに同意した。

全ての国は、以下の同意された基準に従い、事象を国際的に伝達すること（出来れば 24 時間以内に）を強く奨励される：

- レベル 2 以上に評価される事象、または
- 国際的に公衆の関心を引きつける事象

事象の実際の影響を知るかあるいは推定するために長時間を要する場合もあると認識されている。そうした場合には、暫定的な評価を示し、後から最終評価を示すべきである。

事象は、加盟国によって正式に指名された INES ナショナルオフィサーによりシステムに記入される。このシステムには、事象の説明、INES に基づく評価、プレスリリース（その国の言語および英語）、専門家のための技術文書が含まれる。事象の説明、評価結果、プレスリリースは、登録なしで一般公衆にも閲覧可能である。

技術文書へのアクセスは、指名され登録された専門家に限定される。

特定の事象について示すべき主要な項目は事象評価票（ERF）に要約されている。公衆に提供される情報は、1.6.1 節に記載された原則に従うべきである。放射性物質の輸送に評価尺度を適用する際、いくつかの輸送事象では多数の国が関わるという性格上、問題が複雑化するが、各事象に対する ERF は、1 つの国だけにより提供されるべきである。ERF は、それ自体を公衆が入手できるものではないが、事象が発生した国によって投稿される。適用される原則は次の通りである：

- どの国が事象評価票を提供するかの議論は、事象が発見された国において開始されることが期待される。
- 一般的なガイダンスとして、事象が実際の影響を伴う場合、その影響の生じた国が事象評価票を提供するのが最善であると考えられる。事象が運営管理または梱包の不備のみを伴う場合、そのパッケージの発送国が事象評価票を提供するのが最善と考えられる。パッケージが紛失した場合、その発送が行われた国が事象の評価と伝達を行うのに最も適した国であると考えられる。
- 他国から情報提供の要求があった場合、その情報は適切な管轄当局を通して入手されるかもしれない。またその情報を事象評価票の作成に際して考慮すべきである。
- 原子力施設に関する事象については、施設名、設置場所、タイプを特定することが不可欠である。
- 放射線源に関する事象については、INES システムがそのような情報を国際的に発信するための迅速な手段を提供するため、線源 / 装置に関する技術的詳細や装置の登録番号などを含むことが有用であろう。
- 放射性物質の輸送を伴う事象については、パッケージのタイプの識別情報（例えば除外品、産業用、タイプ A,B など）を含むことが、有用であろう。
- 原子力施設については、提供すべき基本的な情報には、施設名、タイプ及び設置場所に加えて、人と環境への影響が含まれる。運転へのフィードバックに関する国際的な情報交換については、他の手段が既に存在するが、INES システムは、メディア、公衆および技術者に対する事象の最初の情報伝達手段である。

- 事象評価票には、評価の根拠も含まれている。これは公衆に伝達される情報の一部ではないが、他のナショナルオフィサーが評価の根拠を理解し、質問に回答するのに役立つ。評価の説明は、評価手順の関係部分を参照しながら、事象の評価がどのように決定されたかを明らかにすべきである。

1.7 マニュアルの構成

マニュアルは 7 つの主要な章に分かれている。

第 1 章では、INES の概要を示す。

第 2 章では、人と環境への影響の面から事象を評価するために必要な詳しいガイダンスを示す。また多数の実例も示す。

第 3 章では、施設における放射線バリアと管理に対する影響の面から事象を評価するために必要な詳しいガイダンスを示す。いくつかの実例も示す。

第 4、5 および 6 章では、深層防護に対する影響の面から事象を評価するために必要な詳しいガイダンスを示す。

第 4 章では、以下の施設で発生する事象を除く輸送や放射線源に関係するすべての事象について深層防護のガイダンスを示す。ただし、次の場所で発生する事象は除く：

- 加速器；
- 放射線源の製造と販売を含む施設；
- 分類 1 の線源[1]の使用を含む施設。

これらはすべて第 6 章で取り上げる。

第 5 章では、発電用原子炉での事象に対する深層防護のガイダンスを示す。これは、出力運転中の原子炉の事象にのみ関係する。停止モード、恒久的停止、廃止措置段階にある発電用原子炉の事象は、第 6 章で取り上げる。研究用原子炉の事象も、第 6 章で取り上げる。

第 6 章では、核燃料サイクル施設、研究用原子炉、加速器（線型加速器やサイクロトロンなど）での事象と、放射性核種の製造、販売やカテゴリ 1 の線源の使用に関する施設での安全対策の不備に関係する事象に対して、深層防護評価のガイダンスを示す。また、冷温停止モード（停止中、恒久的停止、廃止措置段階）にある発電用原子炉での事象評価のガイダンスも提供する。

3つの別々の深層防護の章を設ける目的は、事象の評価を決定する人の任務を容易にすることである。章の間に多少の重複はあるが、各章には、該当するタイプの事象を評価するために必要な事項がすべて記載されている。直接的に関係する事例が、深層防護評価に関する3つの章の各々に含まれている。

第7章は、事象を評価するために使用すべき評価手順の要約であり、説明のためのフローチャートと事例の表が含まれている。

4つの付録、2つの附属資料、および参考資料が、更なる科学的な背景情報を提供している。

本マニュアルで採用された定義と用語を「用語集」に示す。

このマニュアルは、2001年版マニュアル[2]、ナショナルオフィサーに対する追加ガイダンスとして公表された2006年の資料[3]、および2004年に承認された燃料損傷事象の説明書[4]に取って替わるものである。

2. 人と環境への影響

2.1 概要

人と環境への影響の観点からの事象の評価では、作業員、公衆及び環境に対する実際の放射線学的影響を考慮に入れる。評価は、人に対する線量、または放出された放射性物質の量を基に行われる。評価が線量に基づく場合、線量を受けた人の数も考慮する。また事象は、深層防護に関わる基準（第4章から第6章）に沿って評価され、適宜、施設における放射線バリアと管理に関する基準（第3章）をも適用して事象を評価しなければならないが、場合によっては、それらの基準[訳注：深層防護や放射線バリアの基準]が、更に高い評価をもたらすこともある。

重大な異常事象や事故の場合、受けた線量や放射性物質の放出の規模を事象の初期段階において、正確に把握することが不可能な場合があることが知られている。しかしながら、初期の推定を行って、事象の暫定的な評価値を割り当てることは可能なはずである。INESの目的は、事象の重要性を速やかに伝達することである、ということをお忘れではない。

放射性物質の著しい放出は発生しなかったものの、その事象が適切に対処されずに著しい放出の可能性があった場合の暫定評価レベルは、実際に何が発生したかに基づくことになるであろう（関連する全てのINES基準を用いて）。その後、事象の影響を再評価し、暫定評価レベルの修正が必要となることもある。

評価尺度を緊急事態の分類と混同したり、また、緊急時対策措置の判断基準として使用するべきではない。同様に、事象に対する緊急時対策のレベルを評価尺度に対する根拠として使用することはない。放射線事象に対する緊急時計画の詳細は、国ごとに異なっており、事象によっては、それが放出の実際の大きさによって十分に正当化されない場合でも予防対策がとられることはありえる。これらの理由より、事象を評価尺度で評価するために用いるべきものは、放射性物質の放出量と被ばく線量の大きさであって、緊急時対策計画の実施において講じられた防護措置ではない。

本節では2つのタイプの基準について説明する。

- 放出される放射能の量：放射性物質の環境への大規模放出に適用可能；
- 個人の被ばく線量：その他すべての状況に適用可能。

これらの基準を適用する手順は第 7 章のフローチャートに要約されている。しかしながら輸送や放射線源に関係する事象については、放射性物質の著しい放出がある場合、個人の被ばく線量に対する基準を考慮すれば十分であることに注意すべきである。

2.2 放出放射能

評価尺度の上位の 4 つのレベル（レベル 4~7）は、放出される放射能の量から見た定義を含んでおり、 ^{131}I の放射エネルギー（テラ・ベクレル）に対する放射線学的等価値によってその大きさを定義している。（放射線学的等価値を評価する方法は 2.2.1 節で示す）。この同位元素の選択は、多少恣意的である。 ^{131}I が使用された理由は、この INES がもともと原子力発電プラントのために作成されたものであり、一般的に ^{131}I が原子力発電プラントから放出される重要な同位元素の一つであるということにある。

被ばく線量ではなく放出放射エネルギーを使用する理由は、これらの大規模放出に対し実際に人が受ける線量が、実施された予防措置とその他の環境条件に非常に大きく依存するからである。もし、予防措置が成功すれば、受ける線量は、放出量に比例して大きくなるということはない。

2.2.1 放出の評価方法

放出に関する放射線学的重要性の評価方法には 2 通りの方法があるが、これらは、放出源と放出量の放射線学的等価値を評価する際における最も適切な仮定に依存する。原子炉や核燃料サイクル施設のような原子力施設から大気中に放射性物質の放出が生じた場合には、使用すべき ^{131}I に関する放射線学的等価値の換算係数は、表 2 に示すとおりである。放出された放射性同位元素の実際の放射エネルギーは、表 2 に示された増倍係数を乗じた上で、各レベルの定義において与えられた数値と比較すべきである。幾つかの放射性同位元素が放出された場合には、夫々の等価値を計算した後で合計すべきである（事例 5~7 を参照のこと）。これら係数の導出は、付録 1 に示されている。

もし、放出が放射性物質の輸送中、または、放射線源の使用によって発生した場合、 D_2 -値を使用すべきである。 D -値は、それを超える線源が危険と考えられる放射エネルギーのレベルを示し、安全かつ確実な管理がなされない場合には、重大な確定的影響を引き起こす潜在的な可能性を有している。 D_2 -値は、“もし管理されずに放散されると、重大な確定的健康影響を引き起こすことが合理的に予想される緊急事態に至るかもしれない線源中の放射性核種の放射エネルギーである。”[5] 付録 III に、一連の同位元素に対する D_2 -値が列記されている。

表 2. 大気中放出における ^{131}I に対する放射線学的等価値

同位元素	増倍係数
Am-241	8,000
Co-60	50
Cs-134	3
Cs-137	40
H-3	0.02
I-131	1
Ir-192	2
Mn-54	4
Mo-99	0.08
P-32	0.2
Pu-239	10,000
Ru-106	6
Sr-90	20
Te-132	0.3
U-235(S) ^a	1,000
U-235(M) ^a	600
U-235(F) ^a	500
U-238(S) ^a	900
U-238(M) ^a	600
U-238(F) ^a	400
U nat	1,000
希ガス	無視できる (実質的に0)

^a 肺吸入タイプ：S-遅い、M-中程度、F-速い。明確でない場合には、最も保守的な値を使用すること。

大気中に放散されない放出物（例えば放射性物質のこぼれによる地表面の汚染や液体の放出物など）の放散を含む事象の場合、線量に基づく評価尺度は、2.3節を用いて決定されるべきである。結果的に、レベル 3 相当の線量を大幅に超える線量を伴う液体の排出は、レベル 4、または、それ以上に評価する必要があるが、放射線学的等価性の評価はサイト固有のものであり、それゆえ、ここで詳細なガイダンスを示すことは不可能である。

2.2.2 放出放射能に基づくレベルの定義²

レベル7

“数万テラ・ベクレルを超える ^{131}I の大気への放出と放射線学的に等価な量の放射能に相当する環境放出をもたらす事象。”

これは、発電用原子炉の炉心インベントリーの大部分に相当し、通常は、短寿命および長寿命の放射性核種の混合物を含む。そのような放出が生じた場合には、恐らく複数の国を巻き込むような広い範囲にわたる確率的健康影響が予想され、確定的健康影響の可能性もある。長期的な環境への影響の可能性も高く、公衆に対する健康上の影響を予防、または、制限するために屋内退避や避難のような防護措置が必要と判断される可能性が非常に高い。

レベル6

“数千～数万テラ・ベクレル程度の ^{131}I の大気への放出と放射線学的に等価な量の放射能に相当する環境放出をもたらす事象。”

このような放出があれば、公衆に対する健康上の影響を予防、または、制限するために屋内退避や避難のような防護措置が必要と判断される可能性が非常に高い。

レベル5

“数百～数千テラ・ベクレル程度の ^{131}I の大気への放出と放射線学的に等価な量の放射能に相当する環境放出をもたらす事象。”

または

² これらの基準は、放出規模の早期推定が概算できる事故に関わるものである。そうした理由から、そのレベルの決定においては、厳密な数値を使用するのは不適切である。しかし、これらの基準を国際的に整合性を持って解釈することができるよう、それらのレベル間の境界を、夫々、約 500、5000、及び 50,000 TBq の ^{131}I とすべきであるとの提言がなされている。

“ 放出された放射性同位元素の D_2 値の 2500 倍を超える放射能を持つ放射線源からの放射能の分散的放出をもたらす事象。”

実際に放出された結果として、いくつかの防護措置がおそらく必要になる（例えば、健康への影響の可能性を予防、または最小化するための局所的な屋内退避および / または避難）。

レベル 4

“ 数十～数百テラ・ベクレル程度の ^{131}I の大気への放出と放射線学的等価な量の放射能に相当する環境放出をもたらす事象。”

または

“ 放出された放射性同位元素の D_2 値の 250 倍を超える放射能を持つ放射性線源から、放射能の分散的放出をもたらす事象。”

このような放出に関しては、多分、局所的な食物摂取制限以外の防護措置はおそらく必要とされないであろう。

2.3 個人に対する被ばく線量

最も単純明快な基準は、事象の結果として人が受けた被ばく線量の基準であり、レベル 1～6 に、その基準³に基づく定義が含まれている。特に具体的に記載されていない場合（レベル 1 の基準³を参照のこと）、これら（レベル 1～6）は、評価対象とされている単一の事象から受けた被ばく線量、または受けた可能性のある被ばく線量⁴に適用される（即ち、累積被ばくを除く）。これらは、一個人が所定の基準（2.3.1 節）を超えて被ばくした場合には最低の評価を定め、複数の個人が所定の基準（2.3.2 節）を超えて被ばくした場合には、より高い評価を定めている。

³ レベル 1 の定義は、第 4～6 章において説明されている深層防護基準に基づくものであるが、完全を期するため、ここに含めた。

⁴ ここでの意図は、起きたものと異なるシナリオを創作することではなく、合理的に考えて、どの程度の被ばく線量を知らないうちに受けていたかを考慮することである。例えば、放射性線源が遮蔽から分離され輸送された場合は、運転手やパッケージ取扱者の被ばく線量を見積もるべきである。

2.3.1 個人が被ばくした時の最低評価値のための評価基準

以下のような結果となる事象では、レベル4が最低レベルとなる：

- (1) “ 致死的な確定的影響が生じたとき；
または、
- (2) 数 Gy 規模の吸収線量⁵に達するような全身被ばくの結果として、致死的な確定的影響の発生が見込まれる場合。”

付録 II では、致死的な確定的影響の可能性、及び非致死的な確定的影響に対するしきい値について、さらに詳細な説明を行っている。

以下のような結果となる事象では、レベル3が最低レベルとなる：

- (1) “ 非致死的な確定的影響の発生、または発生が見込まれる場合（より詳細については、付録 II を参照のこと）
または、
- (2) 法定年間全身被ばく線量限度の 10 倍を超える実効線量に達する作業員の被ばく。”

以下のような結果となる事象では、レベル2が最低レベルとなる：

- (1) “ 10 mSv を超える実効線量に達する公衆 1 人の被ばく、
または
- (2) 法定年間線量限度⁶を超える作業員の被ばく。”

以下のような結果となる事象では、レベル1³が最低レベルとなる：

- (1) “ 法定年間線量限度⁶を超える公衆 1 人の被ばく、
または
- (2) 線量拘束値⁷を超える作業員の被ばく、
または

⁵ 高 LET 放射線が深刻である場合には、吸収線量は適切な RBE を考慮に入れるべきである。RBE 荷重吸収線量は、適切な INES の評価決定のために使用されるべきである。

⁶ 考慮すべき線量限度は、全身実効線量、皮膚線量、四肢線量、および水晶体や眼の線量を含む全ての法定線量限度である。

⁷ 線量拘束値は、国が定める法定線量限度を下回る値である。

(3) 法定年間線量限度⁶を超える作業員または公衆 1 人の累積被ばく。”

2.3.2 被ばく者数の考慮に関する基準

被ばくした人が複数の場合には、2.3.1 節に定義したそれぞれのレベルに該当する人数を評価し、必要に応じて、事象毎に、以下のパラグラフに示すガイダンスによりレベルを引き上げるべきである。

確定的影響を引き起こさない、または引き起こす可能性が低い被ばくについては、そのレベルについて定義されたしきい値を上回る線量を受けた人が 10 人以上であれば、2.3.1 節で評価した最低評価レベルを 1 つ、それが 100 人以上であれば 2 つ、引き上げるべきである。

確定的影響を引き起こしたか、引き起こす可能性が高い被ばくについては、より保守的なアプローチがとられる。したがって、そのレベルに関して定められた値を上回る線量を受けた人が数人⁸であれば評価レベルを 1 つ、それが数十人⁸であれば 2 つ、引き上げるべきである。

本節と前節の基準についての要約表を、2.3.4 節に示す。

多数の人が異なったレベルで被ばくした場合、事象の評価値は、前述のプロセスにより得られた値のうち最も高いものとなる。例えば、公衆 15 人が 20 mSv の実効線量を受けた事象の場合、その線量に適用される最低評価値はレベル 2 である。被ばくした個人の数 (15) を考慮すると、評価が 1 つ上がりレベル 3 になる。しかし、公衆のうちたった 1 人が 20mSv の実効線量を受け、14 人が 1~10mSv の実効線量を受けた場合、20 mSv の実効線量を受けた人に基づく評価値はレベル 2 であり (最低評価値であり、影響を受けた人がたった 1 人であるためレベルは引き上げられない)、1~10mSv の実効線量を受けた人に基づく評価値はレベル 2 である (レベル 1 が最低評価値であり、10 人超の人々が被ばくしたため 1 レベル引き上げられる)。したがって、総合的评价値はレベル 2 になる。

⁸ これらの基準の適用に一貫性を持たせるためのガイダンスとして、“数人”は 3 を超える数、“数十”は 30 を超える数と考えるのが良いと思われる。(これらの数値は、対数を基準とした場合の大きさでの約半分に対応する)

2.3.3 線量推定の方法

作業員と公衆の被ばく線量を推定する手法は現実的であり、かつ、線量評価のための標準的な国の仮定に従うべきである。評価は、講じられた予防措置も含め、現実的なシナリオに基づくべきである。

特定の個人が線量を受けたかどうかについてははっきりと分からない場合（例えば、輸送用パッケージが適切に遮蔽されていなかったことが後で判明した場合）、確からしい線量を推定し、起りそうなシナリオを設定して、INES のレベルを評価すべきである。

2.3.4 要約

2.3 節のガイダンスは表 3 に要約されており、この表により、被ばくの線量レベルと被ばくした人数がどのように考慮されるかを示している。

表 3 個人線量に基づく評価の要約

被ばくの線量レベル	最低評価値	被ばく人数	実際の評価値
致死的な確定的影響の発生、 または、 数 Gy 規模の全身吸収線量の結果として致死的な確定的影響の発生の可能性が高いもの	4	数十人以上	6 ^a
		数人から数十人の間	5
		数人未満	4
非致死的な確定的影響の発生、または、 発生の可能性が高いもの	3	数十人以上	5
		数人から数十人の間	4
		数人未満	3
法定年間全身被ばく線量限度の 10 倍を超える実効線量に達する作業員の被ばく	3	百人以上	5
		十人以上	4
		十人未満	3
10 mSv を超える実効線量に達する公衆の被ばく、 または 法定年間線量限度を超える作業員の被ばく	2	百人以上	4
		十人以上	3
		十人未満	2
法定年間線量限度を超える公衆の被ばく、 または、 線量拘束値を超える作業員の被ばく	1	百人以上	3
		十人以上	2
		十人未満	1 ^b
法定年間線量限度を超える作業員 または公衆の累積被ばく	1	1人以上	1 ^b

a 放射線源に関係する事象に対しレベル 6 は、起こるとは考えられない。

b 2.3 節での説明の通り、レベル 1 の定義は、第 4～6 章において説明している深層防護基準によるものであるが、完全を期してここに含めている。

2.4 実事例

これらの事例の目的は、本マニュアルのこの章に記載された評価のガイダンスを説明することである。事例は現実の事象に基づいているが、ガイダンスの様々な部分の使用法を説明するため、わずかに修正を加えてある。最終評価を定める前に第3～6章の基準を考慮する必要があるため、本章において導出された評価は、必ずしも最終評価とはならない。

事例1 病院における電気技師の過剰被ばく - レベル2

事象の概要

ある病院においてサービス要員が新しい放射線治療用装置を設置し、調整していた時、彼は天井の上で電気技師が作業をしていることを知らなかった。彼は放射線ビームを天井に向けて装置の試験を実施したため、電気技師が被ばくした可能性があった。全身被ばく推定値の範囲は実効線量で80 mSvと100 mSvの間であった。電気技師に症状は出なかったが、念のため、血液検査が行われた。この線量レベルに対して予想された通り、血液検査は陰性であった。

評価の説明

基準	説明
2.2 放出放射能：	該当せず。 放出なし。
2.3 個人の被ばく線量：	一名（職業的放射線従事者ではない）は10 mSv以上の実効線量を受けたが、「法定年間全身被ばく線量限度の10倍」を下回るものであった。確定的健康影響はなかった。評価値はレベル2
人と環境への影響評価：	レベル 2

事例 2 X線撮影技師の過剰被ばく - レベル 2

事象の概要

X線撮影技師が、線源案内管をX線カメラから外していたとき、線源が完全に遮蔽された位置に設置されていないことに気付いた。照射装置には807 GBqの¹⁹²Irの密封線源が納められていた。X線撮影技師は、ポケットイオンチャンバーが振り切れていることに気づき、会社の放射線安全担当者（RSO）に報告した。X線撮影時は、通常、手足に線量計を使用していないので、RSOは、線量再現評価を行った。線量再現評価に基づけば、X線撮影技師は、皮膚または手足に対する500 mSvという法定年間線量限度を超える3.3～3.6 Gyの範囲の線量を手足に受けていた可能性がある。全身線量計の結果により、X線撮影技師は約2 mSvの全身被ばく線量を受けていたことが明らかとなった。X線撮影技師は検査のために病院に収容され、その後解放された。確定的影響は見られなかった。

その後得られた情報により、X線撮影技師は線量計を腰に着用していたため、彼の体が線量計を遮っていた可能性があることが示された。

評価の説明

基準	説明
2.2 放出放射能：	該当せず 放出なし
2.3 個人の被ばく線量：	一人の作業者が年間限度を超える線量を受けた。確定的影響は見られず、そのおそれもなかった。レベル2（本人の体によって線量計が遮られていた可能性を勘案しても、実効線量はレベル3の基準を十分下回っていた）
人と環境への影響評価：	レベル2

事例 3 - 産業用 X 線撮影技師の過剰被ばく - レベル 3

事象の概要

3人の作業者は、高さ 22.5 m の塔の台上で 3.3 TBq の ^{192}Ir の線源を使用して、産業用 X 線撮影を実施していた。何らかの理由で、 ^{192}Ir 線源（ピッグテール）が駆動装置から取り外された（あるいは、最初から取り外されていた）。作業終了時、作業者の一人がねじを緩めて案内管を外したところ、線源が台上に落下したが誰もそれに気付かなかった（作業者は放射線ポケットベル、ポケット線量計の何れも使用していなかった）。彼らは作業現場を離れた。次の日の夜（23:00）従業員が線源を見つけ、それを特定しようとした。彼はその線源を他の従業員に見せたが、その従業員は最初の従業員の頬が膨らんでいるのに気付いた。最初の従業員は線源を同僚に手渡し、顔を洗うために下りて行った。二番目の従業員は線源を手に持って塔を下りた。二人が線源を事務所にいた監督者に手渡そうとした時、他の会社の作業者の警報付線量計が高放射線場を示す警報を発した。線源が同定され、従業員は、金属片が危険な放射線源であり、直ちに隔離するよう忠告された。線源は管に入れられ、会社の所有者に連絡が取られた後に、線源は回収された。線源が放射性であると特定されてから線源の回収までの経過時間は約 30 分であった。3人の建設スタッフは医学的検査（細胞遺伝学的検査を含む）を受けるために病院に搬送され入院した。彼らのうちの一人には、かなりの確定的影響（片手に放射線による激しい火傷）が見られた。産業用 X 線撮影会社からの 5 人の従業員は細胞遺伝研究所において分析のために採血した。しかし、異常は見られなかった。

評価の説明

基準	説明
2.2 放出放射能：	該当せず
2.3 個人の被ばく線量：	一人に放射線による確定的影響が見られた。これによりレベル3の評価が与えられる。
人と環境への影響評価：	レベル3

事例4 廃棄された高放射能線源の破損 - レベル5

事象の説明

ある民間の放射線治療機関が新しい建物に移動し、 ^{60}Co 遠隔治療装置を移設したが、51TBq の ^{137}Cs 遠隔治療装置を残していった。彼らは、同機関の認可条件により義務づけられていた通知を認可当局に行わなかった。前の建物は、その後、一部取り壊された。結果として、その ^{137}Cs 遠隔療法装置は完全に無防護状態になった。2人の人間がその建物に入り、その装置が何であるかを知らなかったが、多少のスクラップ価値があるかもしれないと考え、装置から線源アセンブリーを取り外した。彼らはそれを家に持ち帰り、分解しようとした。その途中で、線源カプセルが破損した。放射性線源は可溶性が極めて高く容易に散乱する塩化セシウム塩であった。その結果、数人が汚染され被ばくを受けた。

線源カプセルが破損した後、線源アセンブリーの残余物が廃品置き場のオーナーにスクラップとして売却された。彼は、線源の物質が暗闇で青く輝くことに気づいた。何人かの人々がこれに魅了され、何日かの間に、友人や親戚が来てこの現象を觀賞した。米粒大の線源の欠片が、数家族に分けられた。こうしたことが5日間続き、それまでに、大勢の人が線源による放射線被ばくから生じる胃腸症状を示していた。この症状は当初、被ばくによるものとは認識されなかった。しかし、被ばくした人のうちの一人が、病気と線源カプセルとの関連付けを行い、その残留物を市の保健所に持って行った。

この行動が一連の事象のきっかけとなり、その結果、事故の発見に繋がった。ある地元の物理学者が最初に、モニタリングによって事故の大きさを評価し、自らの決断で2つの地域を避難させる措置をとった。同時に当局に通報がなされ、その後の対応のスピードと規模は印象的であった。他にもいくつかの重大な汚染場所が迅速に同定され、住民が避難させられた。この事象の結果として、8人が急性放射線症候群を発症し、また、4人が放射線被ばくにより死亡した。

評価の説明

基準	説明
2.2 放出放射能	線源が破損したことで、放射能の大部分が環境に放出された。付録 III による ^{137}Cs の D_2 値は 20 TBq であり、したがって放出量[訳注：51 TBq]は D_2 値の約 2.5 倍であり、これは「 D_2 値の 250 倍より大きい」というレベル 4 の値を十分に下回るものである。
2.3 個人の被ばく線量：	放射線による1名の死亡は、レベル 4と評価される。4人が死亡したため、評価値は1レベル引き上げるべきである。
人と環境への影響評価：	レベル 5

事例 5 原子炉からのヨウ素 131 の放出 - レベル 5

事象の説明

プルトニウム生産用ガス冷却原子炉の黒鉛減速材が火災を起こし、その結果、放射性物質が大量に放出された。火災は、黒鉛構造物を焼きなます過程で発生した。通常運転時、中性子が黒鉛に衝突すると、黒鉛の結晶構造にゆがみが生じる。このゆがみの結果、黒鉛内にエネルギーが蓄積される。黒鉛の構造を復元し蓄積されたエネルギーを放出するために、制御された加熱焼鈍プロセスが適用された。不幸にして、このケースでは、過剰なエネルギーが放出され、結果として燃料が損傷した。そのため、金属ウラン燃料と黒鉛が空気と反応し、発火した。異常状態の最初の兆候は、約 800m 離れた空気サンプラーによって表示された。放射能レベルは大気中で通常観測されるレベルの 10 倍であった。

原子炉建屋に近い場所でのサンプリングによって、放射能の放出が起きていることが確認された。炉心の点検により、約 150 チャンネルの燃料要素の過熱が示された。数時間にわたり消火のため様々な方法を試みた後、消火水系による冠水と強制空気冷却ファンの停止とを組み合わせることによって鎮火した。プラントは冷却された。放出された放射能の量は、 ^{131}I が 500～700TBq、 ^{137}Cs が 20～40TBq と推定された。確定的影響はなく、法定年間全身被ばく線量限度の 10 倍に近い線量を受けた作業員はいなかった。

評価の説明

基準	説明
2.2 放出放射能：	表 2 から、 ^{137}Cs の放射線学的等価の係数は 40 であり、したがって、放出量の合計は 1300～2300TBq の ^{131}I と放射線学的に同等であった。この上限が 5000 TBq を十分下回っているため、これはレベル 5「数百～数千 TBq の ^{131}I と同等」に評価される。
2.3 個人の被ばく線量：	該当せず。実際の個人被ばく線量は不明であるが、レベル 3 の基準に近い線量を受けた人がいないため、個人被ばく線量基準が、既に大量放出基準に基づいて既に示された評価値より高い評価となることはあり得ない。
人と環境への影響評価：	レベル 5

事例 6 再処理施設における高レベル廃棄物貯蔵タンクの過熱 - レベル 6

事象の説明

高放射性の廃棄物貯蔵タンクの冷却系が故障し、その結果、タンク内容物の温度が上昇した。その後、乾燥した硝酸塩と酢酸塩が TNT[訳注：トリニトロトルエン] 75 トン相当の力で爆発した。2.5m の厚さのコンクリート蓋が 30m 先まで吹き飛ばされた。重大な健康影響を限定するため、避難を含む緊急時対策が取られた。

この放出物の最も重要な構成要素は、1000 TBq の ^{90}Sr と 13 TBq の ^{137}Cs であった。300×50 km の広い地域が 4 KBq/m² 以上の ^{90}Sr で汚染された。

評価の説明

基準	説明
2.2 放出放射能：	表 2 から ^{90}Sr と ^{137}Cs の放射線学的等価係数は、それぞれ 20 と 40 であり、したがって、放出量の合計は 20,500 TBq の ^{131}I と放射線学的に同等であった。これはレベル 6「数千～数万 TBq の ^{131}I と同等」と評価される。
2.3 個人の被ばく線量：	事象は、既にレベル 6 と評価されているので、検討する必要はない。
人と環境への影響評価：	レベル 6

事例 7 臨界事故と火災に続く放射能の大規模放出 - レベル 7

事象の説明

設計上の欠陥と、拙劣な計画及び試験の実施により、原子炉の超過臨界が起った。原子炉を停止させようとしたが、エネルギー・スパイクが発生し、燃料棒の数本が壊れ始めて、燃料棒の破片が制御棒挿入管に入り込んだ。このため制御棒は 3 分の 1 挿入されたあと動かなくなり、核分裂反応を停止させることができなかった。原子炉の出力は、通常運転出力の 10 倍である約 30 GW へと上昇した。燃料棒が溶け始め、蒸気圧が急上昇し、大規模な水蒸気爆発を引き起こした。発生した水蒸気は原子炉の燃料棒チャンネルに沿って垂直に上昇して原子炉の蓋を押しつけて破壊させ、冷却材管を破裂させて屋根に穴をあけた。屋根の一部が吹き飛んだ後、酸素の流入と原子炉燃料及び黒鉛減速材の極端な高温があいまって黒鉛火災を引き起こした。この火災が、放射性物質の拡散と周辺地域の汚染の重大な原因となった。

放射性物質の放出量の合計は約 1,400 万 TBq であり、これは、180 万 TBq の ^{131}I 、85000TBq の ^{137}Cs と他のセシウム放射性同位元素、および 10000TBq の ^{90}Sr とその他多数の重要な放射性同位元素を含んでいた。

評価の説明

基準	説明
2.2 放出放射能：	表 2 から、 ^{90}Sr と ^{137}Cs の放射線学的等価係数は、それぞれ 20 と 40 であり、したがって放出量の合計は 540 万 TBq の ^{131}I と放射線学的に同等であった。これは尺度上の最高レベルであるレベル 7「数万 TBq を超える ^{131}I と同等」と評価される。他の同位元素も存在していたであろうが、それら列挙されているものは、既にレベル 7 の放出と同等とされているので加算する必要はない。
2.3 個人の被ばく線量：	事象はすでにレベル 7 に評価されているため、検討する必要はない。
人と環境への影響評価：	レベル 7

3. 施設における放射線バリアと管理への影響

3.1 概要

本節のガイダンスは、サイトの境界が認可の一部として明確に定められている許可施設内の事象にのみ適用できるものである。当該ガイダンスは、レベル5以上と評価されることもあり得る放射性物質の放出の可能性のある（起こりそうにないが）主要な施設においてのみ適用される。

いずれの事象も、人と環境への影響の基準、および深層防護への影響の基準に照らして検討する必要がある、これら2つの基準は事象の評価において取り上げる必要のあるすべての問題を網羅していると言うことができる。しかしながら、これらの評価を行っても、2つの重要なタイプの事象がその重要性に見合ったレベルに評価されないことがある。

その第一のタイプの事象は、大量の放出を阻止する一次バリアに重大な損傷が発生する場合である（例えば、原子炉における炉心溶融や、核燃料再処理施設における非常に大量の放射性物質の閉じ込め機能の喪失）。このタイプの事象では、主要な設計防護設備が働かなくなり、非常に大量の放射性物質の放出を防止する放射線バリアのみが残っている格納システムとなる。こうした事象を取り上げる具体的な基準がなければ、深層防護の下での評価尺度はレベル3に評価するほかないことになり、これは、“多重性が残っていない事故に近い状況”と同一のレベルである。レベル4とレベル5に対する基準は、特にこの状況の事象を取り上げている。

第二のタイプの事象は、大量の放射性物質を取り扱う施設において、大量の放出を阻止するための一次バリアは健全であるものの、かなりの量の放射性物質の漏出、あるいは、線量率の著しい上昇が起った場合である。こうした事象は、多数のバリアが適切であるため、深層防護に基づきレベル1に評価できるであろう。しかし、これらの事象は、放射性物質の取扱いに関する运营管理における大きな欠陥を示すものであり、このことは、それ自体が、人と環境に対する重大な影響を伴う事象の潜在的リスクを示唆している。レベル2と3の基準は、特に、この第二のタイプの事象を取り上げている。

汚染の重要性は、拡散放射能の量または結果としての線量率によって評価される。これらの基準は運転区域内の線量率に関係するが、作業員が実際に存在したか否かは必要としない。これらの基準は、実際に受けた被ばく線量に関連する2.3節の作業員の線量に対する基準と混同してはならない。

レベル2の値を下回る汚染レベルは、この基準に基づいて事象を評価する目的からすれば、重要ではないと考えられる。即ち、これら下位レベルにおいて考慮しなければならないのは、単に深層防護に対する影響である。

損傷や汚染の正確な性質が、事象発生後しばらくの間、把握することができないかもしれないと認識されている。しかし、事象評価票において適切な暫定的評価をするために大まかな推定を行うことは、可能なはずである。状況に関する、その後の再検討によって事象の再評価が必要になることもあり得る。

より高いレベルの評価結果になるかもしれないため、全ての事象について、人と環境（第2章）及び深層防護（第4～6章）に関連する基準も考慮しなければならない。

3.2 レベルの定義

レベル5

原子炉の燃料（研究用原子炉を含む）に関する事象について：

“ 発電用原子炉の燃料の数%相当を超える溶融、または発電用原子炉の炉心インベントリーの数 %を超える放射性物質の燃料集合体からの放出⁹をもたらす事象。¹⁰ ”

この定義は、発電用原子炉の炉心の総インベントリーに基づいており、核分裂生成物ガス（「ギャップ インベントリー」）のみではない。このような量には、ギャップ インベントリーのみならず燃料マトリクスからの大量放出が必要となる。燃料破損に基づく評価は一次系の状況に依存するものでないことに留意すべきである。

研究用原子炉に対し、影響を受ける燃料の割合は、3000 MW(th)の発電用原子炉の量を基に算出すべきである。

⁹ ここでの放出は、意図する位置からの放射性物質の移動であるが施設境界内にまだ収まっている場合を述べるために用いられている。

¹⁰ 燃料損傷の程度は容易に計測できないため、事業者と規制者は、燃料損傷を伴う事象の評価をタイムリーに行えるよう、徴候（例えば、一次冷却材中の放射能濃度、格納容器建屋内での放射線モニタリング）によって、プラント固有の基準を定めるべきである。

他の施設について：

“ 重大な過剰被ばくの可能性が高い¹¹施設での放射性物質の大量放出⁹（炉心溶融からの放出と同等）をもたらす事象。”

原子炉以外の事故例としては、大規模な臨界事故、あるいは施設内で大量の放射性物質を放出する大規模な火災や爆発が考えられる。

レベル4

原子炉の燃料（研究用原子炉を含む）に絡む事象について：

“ 炉心溶融および / または被覆管損傷の結果としての、発電用原子炉の炉心インベントリーの約0.1%を超える放射性物質の燃料集合体¹⁰からの放出⁹をもたらす事象。”

この定義もやはり、“ギャップ インベントリー”のみならず炉心の総インベントリーに基づくものであって、一次系の状況に依存するものではない。炉心インベントリーの0.1%を超える放出は、被覆管損傷を伴う一部の燃料溶融が起こるか、被覆管のかなりの部分（～10%）が損傷しそれによって、“ギャップ インベントリー”が放出される場合に起こる可能性がある。

研究用原子炉に対し、影響を受ける燃料の割合は、3000 MW(th)の発電用原子炉の量を基に算出すべきである。

発電用原子炉の炉心インベントリーの0.1%を超える放出に至らない燃料の損傷または劣化（例えば、非常に局所的な溶融、または、少量の被覆管損傷）は、この基準の下で評価尺度未満 / レベル0 と評価し、その後、深層防護基準の下で検討すべきである。

¹¹ 「可能性が高い」とは、原子炉事故後の格納容器からの放出と同等の可能性を意味する。

他の施設について：

“ 公衆に対する重大な過剰被ばくの可能性が高い¹¹一次閉込め容器¹²からの数千テラ・ベクレルの放射能の放出⁹を伴う事象 ”

レベル 3

“ 公衆に対する重大な被ばくの可能性は非常に低い¹¹が、設計で想定されていない区域¹³への数千テラ・ベクレルの放射能の放出⁹をもたらす、是正措置を必要とする事象。”

または

“ 運転区域¹⁴内でガンマ線と中性子線の線量率の合計が毎時 1Sv を超えるような事象（線源から 1メートル離れて測定された線量率）。”

運転区域と見なされていない区域で高い線量率をもたらす事象は、施設に対する深層防護アプローチを使用して評価すべきである（事例 49 を参照のこと）。

レベル 2

“ 運転区域¹⁴内でガンマ線と中性子線の線量率の合計が毎時 50 mSv を超えるような事象（線源から 1メートル離れて測定された線量率）。”

¹² 本文における一次閉込め容器とか二次閉込め容器という用語は、原子炉以外の施設での放射性物質の閉じ込め容器を指しており、原子炉格納容器について使用される類似の用語と混同してはならない。

¹³ 設計上想定されない区域とは、恒久的または一時的な構造物に対し、通常の運転時または異常事象後に、当該区域で発生した汚染レベルを維持し、当該区域を越えた汚染の拡大を防止できることを設計基準で想定していない区域である。設計上想定されない区域の汚染を伴う事象の例は：

- 例えば、床、階段室、補助建屋及び貯蔵区域など、通常、放射性物質が存在しない管理区域外または監視区域外での放射性物質による汚染。
- ウランの取扱いのみを念頭に設計され設備が設置されている区域での、プルトニウムや高放射能核分裂生成物による汚染。

¹⁴ 運転区域とは、特定の許可がなくとも作業員の立ち入りが許されている区域である。汚染または放射線のレベルによって具体的な管理（一般に必要とされる個人線量計や作業服着用以外の管理）が義務づけられている区域を除く。

または

“設計で想定されていない区域¹³内においてかなりの量の放射性物質が存在し是正措置が必要となる事象。”

この文脈において“かなりの量”は、次のように解釈すべきである：

- (a) 10 テラ・ベクレル程度の⁹⁹Moの漏出と放射線学的に同等の液体放射性物質の漏出。
- (b) 1 テラ・ベクレル程度の¹³⁷Csの漏出と放射線学的に同等の固体放射性物質の漏出であって、かつ、表面と大気中の汚染レベルが運転区域に対する許可レベルの10倍を超える場合。
- (c) 建屋内の雰囲気中への放射性物質の放出であって、数十ギガ・ベクレル程度の¹³¹Iの放出と放射線学的に同等の場合。

3.3 放射線学的等価値の計算

表4では、施設の汚染に関する放射線学的等価値のための同位元素の増倍係数を示す。放出された実際の放射能は、この係数を乗じた上で、比較のために使用する同位元素の各レベルの定義で与えられた値と比較すべきである。もし、幾つかの同位元素が放出された場合には、それぞれに対する等価値を算定し、その後で合算すべきである。これら増倍係数の導出については、付録1に示している。

3.4 実事例

これらの事例の目的は、本マニュアルの本章に記載された評価のガイダンスを説明することである。事例は現実の事象に基づいているが、ガイダンスの様々な部分の使用法を説明するため、わずかに修正を加えてある。表の最終行には、実際の影響に基づく評価が記載されている（即ち、第2章と第3章の基準を考慮して）。最終評価を定める前に深層防護基準を検討する必要があるため、これは必ずしも最終評価ではない。

表4 施設の汚染に関する放射線学的等価値

同位元素	I-131 等価に基づいた浮遊 物汚染に関する増倍係数	Cs-137 等価に基づいた固体 汚染に関する増倍係数	Mo-99 等価に基づいた液体 汚染に関する増倍係数
Am-241	2000	4000	50,000
Co-60	2.0	3	30
Cs-134	0.9	1	20
Cs-137	0.6	1	12
H-3	0.002	0.003	0.03
I-131	1	2	20
Ir-192	0.4	0.7	9
Mn-54	0.1	0.2	2
Mo-99	0.05	0.08	1
P-32	0.3	0.4	5
Pu-239	3,000	5,000	57,000
Ru-106	3	5	60
Sr-90	7	11	140
Te-132	0.3	0.4	5
U-235(S) ^a	600	900	11,000
U-235(M) ^a	200	300	3,000
U-235(F) ^a	50	90	1,000
U-238(S) ^a	500	900	10,000
U-238(M) ^a	100	200	3,000
U-238(F) ^a	50	100	1,000
Unat	600	900	11,000
希ガス	無視できる (実質的に 0)	無視できる (実質的に 0)	無視できる (実質的に 0)

^a 肺吸入タイプ：S(遅い)、M(中程度)、F(速い)。明確でない場合は最も保守的な値を使用すること。

事例 8 放射性線源を製造する研究室における事象 - 評価尺度未満 / レベル 0

事象の概要

^{137}Cs の放射性線源を製造している研究室にて事象が発生した。研究棟の他の部分における改築工事の結果、研究室を負圧に保つことに問題が生じた。これにより、研究室と、それに接続する導管が ^{137}Cs による浮遊性汚染を受けた。

この事象により、何人かの作業者と公衆の両方が低い線量 ($<1 \text{ mSv}$) を被ばくする結果となった。測定により、施設内に拡がった放射エネルギーは約 3~4 GBq の ^{137}Cs であり、換気系を通して環境へ放出された放射エネルギーは約 1~10 GBq であることが示された。

評価の説明

基準	説明
2.2 放出放射能	表 2 に基づき、1~10 GBq の ^{137}Cs は放射線学的に 40~400 GBq の ^{131}I に等価であり、「数千 TBq の ^{131}I 」の放出基準に基づく評価値より遥かに低い。
2.3 個人の被ばく線量：	線量は全て 1mSv 未満であるため、個人の被ばく線量に基づく評価尺度は、レベル 0 である。
3.2 施設における放射線バリアと管理：	表 4 に基づき、4 GBq の ^{137}Cs の浮遊性放出は放射線学的に 2.4 GBq の ^{131}I と等価であり、「数十 GBq の ^{131}I 」の汚染拡大に基づく評価値より遥かに低い。
実際の影響の評価：	評価尺度未満 / レベル 0

事例 9 原子炉での燃料損傷 - 評価尺度未満 / レベル 0

事象の概要

原子炉運転中に、燃料に軽微な損傷が生じていることを示す冷却材中の放射能のわずかな増加が検知された。しかし、放射能レベルは、運転継続を許容できると判断される程度であった。原子炉冷却材中の放射能に基づいて、運転機関は、3400本の燃料棒のうちの少数に損傷が見つかることを期待して、燃料交換停止に入った。しかしながら、実際の検査では、燃料の溶融あるいは燃料マトリックスからの放射性核種の大量放出がなかったものの、約200本（合計の6%）の燃料棒が損傷していたことが明らかになった。原因は、原子炉冷却材中に異物が存在し、局所的な燃料過熱を引き起こしたことによるものであると判明した。

評価の説明

基準	説明
2.2 放出放射能	該当せず。放出なし。
2.3 個人の被ばく線量：	該当せず。被ばくなし。
3.2 施設における放射線バリアと管理：	6%の燃料棒が損傷したことにより、冷却材中に炉心インベントリーの約0.06%が放出されたことになる。これは、レベル4の基準より低く、この基準に従いレベル0の評価値となる。
実際の影響の評価：	評価尺度未満 / レベル0（深層防護では、より高い評価となる）

事例 10 研究室床へのプルトニウムで汚染された液体の漏出 - レベル 2

事象の概要

グローブボックス内においてガラス蒸留器に冷却水を供給するフレキシブルホースが外れた。冷却水によりグローブボックスが水浸しになり、グローブは水で一杯となり破裂した。漏出した水には約2.3 GBqの²³⁹Puが含まれていた。

評価の説明

基準	説明
2.2 放出放射能：	該当せず
2.3 個人の被ばく線量：	漏出は液体として起こったため、従業員への重大な被ばくが無かった。
3.2 施設における放射線バリアと管理：	研究室は漏出物を収納するようには設計されていなかった。液体の漏出によるレベル2に対する値は、10 TBqの ⁹⁹ Moと放射線学的に同等と定義されている。3.3節によれば、2.3 GBq ²³⁹ Pu = 130 TBq ⁹⁹ Moである。 レベル3は、数千TBqの放射能を伴う場合と定義されており、2.3 GBqはこれより十分低い。
実際の影響の評価：	レベル2

事例 11. 再処理施設におけるプルトニウムの摂取 - レベル 2

事象の概要

4人の作業員が、換気系に関する作業を行うために放射線管理区域に入域した。この作業には、プルトニウム再処理施設を含む建屋内に位置する部屋の機器（バッフル箱）の取外しが含まれていた。当該施設は、1957年以降稼動しておらず、廃止措置の準備のため休止状態にあった。

作業員は、防護装置とモニタリング装置を装着していた。バッフル箱の切断は、一時間40分にわたって行われ、埃塵がバッフル箱から落ちるのが目撃された。作業員が作業を止めて区域から出た時、個人汚染モニターが全作業員の衣服において汚染を検出した。即時の措置として、影響を受けた職員[訳注：作業員]に対して作業制限を設けるとともに、生物学的検定法（バイオアッセイ法）による線量評価が開始された。最初の被ばく推定値は実効線量で11 mSv以下であった。その後、本事象に巻き込まれた個人に対し、最大預託線量は実効線量で24～55 mSvと評価された。当時の年間線量限度は50 mSvであった。

評価の説明

基準	説明
2.2 放出放射能：	該当せず。環境への放出はなかった。
2.3 個人の被ばく線量：	一人の作業者が年間限度を超える線量を受けた。このような線量を受けた人数は10人未満であるため、該当する人数により評価値の格上げはない。評価値はレベル2である。
3.2 施設における放射線 バリアと管理：	潜在的汚染に対し準備がなされていた区域(すなわち設計上想定された区域)で、特定の廃止措置活動時に汚染が発生した。従って、当該基準は適用外である。
実際の影響の評価：	レベル2

事例 12 原子力施設近傍での避難 - レベル 4

事象の概要

燃料の過熱を伴う原子力発電所における事故により、燃料棒の約半分が損傷し、その後、放射性物質の放出に至った(重大な燃料溶融はなく、燃料棒の約半分が損傷したことによって総炉心インベントリーの約 0.5%が放出されたであろう)。地方警察は、直ちに、許可取得者と規制当局と協議の上、施設の半径 2 km 以内の住民を避難させることを決定し、その結果、1 mSv 以上の線量を受けた者はいなかった。施設の専門家が放出量の評価を行った結果、総放射能は約 20 TBq であり、その内訳は、 ^{131}I が約 10 %、 ^{137}Cs が 5 %、残りが希ガスであることが示された。

評価の説明

基準	説明
2.2 放出放射能：	避難が実施されたという事実は評価には関係しない。表 2 に従えば、1 TBq の ^{137}Cs は放射線学的に 40 TBq の ^{131}I と等価であるので、放出総量は放射線学的に 42 TBq の ^{131}I に相当する。これは「数十から数百 TBq の ^{131}I 」に相当するレベル 4 という放出基準に基づく評価に対する値に近い。
2.3 個人の被ばく線量：	線量は全て 1 mSv 未満であり、従って個人線量に基づく評価値はレベル 0 である。
3.2 施設における放射線バリアと管理：	燃料からの放出は、「発電用原子炉の炉心インベントリーの約 0.1% を超える放射能が燃料集合体から放出された」場合のレベル 4 の値に達しているが、「発電用原子炉の炉心インベントリーの数パーセントを超える放射能が燃料集合体から放出された」場合のレベル 5 の定義よりは少ない。
実際の影響の評価：	レベル 4

事例 13 原子炉炉心の溶融 - レベル 5

事象の説明

復水系の弁が誤って閉止し、そのため、蒸気発生器に供給される水量が低下した。主給水ポンプとタービンが数秒以内にトリップした。

非常用給水ポンプは、期待どおりに起動したが、同系統のいくつかの弁が閉止していたため蒸気発生器に水を注入できなかった。原子炉冷却材ポンプによる蒸気発生器への水の循環は継続したが、蒸気発生器の二次側に水がなかったため二次系側による熱の除去はできなかった。

原子炉冷却系の圧力は、原子炉が停止するまで上昇した。加圧器とクエンチタンクの中のラインにある加圧器逃し弁(PORV)が開いたが、同弁は再閉に失敗し、運転員はそれに気付かなかったため、クエンチタンクへの蒸気放出が続いた。原子炉冷却系の圧力は低下した。クエンチタンクのラプチャーディスクが開き、蒸気が格納容器に放出された。冷却材圧力が低下したため、原子炉の最上部区域（燃料から約 3 ~ 5 m 上）の水が蒸気になった。

運転員は、加圧器内にまだ水があると思ったため、緊急の注水ポンプを停止した。また、過度の振動による損傷を懸念したため、原子炉冷却材ポンプも停止した。この結果、原子炉冷却材ループ内に気泡(ボイド)が形成された。さらに、燃料より上の原子炉内上部で気泡が形成された。燃料が加熱されるにつれて、この気泡が成長し、燃料被覆管が過熱して、燃料の 10 %超が溶融した。なお格納システムは損なわれなかった。

最終的に水が原子炉冷却系に注入され、原子炉の冷却は確保された。

調査の結果、サイトからの放射性物質の放出は少量であり、サイト外における最大の潜在的な被ばくは実効線量で 0.8 mSv あったことが判明した。作業員の被ばく線量は、年間法定限度より十分低いものであった。

評価の説明

基準	説明
2.2 放出放射能：	放出量に関する詳細な数値は示されていないが、被ばく線量が少ないことから、環境への放出のレベルは、レベル 4 の値を数桁下回るものであったと推察できる。
2.3 個人の被ばく線量：	公衆への線量は 1 mSv 未満であり、また、作業員への線量は法令による年間線量限度に達しなかった。
3.2 施設における放射線バリアと管理：	炉心の数%以上が溶融しており、レベル 5 と評価される。
実際の影響の評価：	レベル 5

4. 輸送と放射線源事象に対する深層防護への影響の評価

本章では、“ 実際の影響 ” はないが、幾つかの安全対策が機能しなかった場合の事象を取り上げている。多重の安全対策あるいは放射線バリアを周到な計画の下に含めることを「深層防護」と呼ぶ。附属資料 I は、特に主要な施設に対する深層防護の概念の背景についてさらに説明を加えている。

本章におけるガイダンスは、放射線源や放射性物質の輸送に関連した行為(活動)に対するものである。加速器、および、放射性核種の製造や配布、あるいはカテゴリ 1 の線源の使用を含む施設等に関するガイダンスは、第 6 章に述べられている。

放射線源の輸送時や使用時における公衆と作業員の安全は、良好な設計、十分管理された運転、運用管理、一連の防護システム(インターロック、警報、物理的バリアなど)により確保される。深層防護アプローチは、設備の故障、人的過誤、予想外の事象の発生の可能性を酌量するために、これらの安全対策に適用される。

したがって深層防護は、保守的設計、品質保証、サーベイランス、緩和措置、および、その他の側面を各々強化する一般的な安全文化の組み合わせである。

INES の評価方法は、事象時に依然として機能を維持し続ける安全対策の数と、すべての安全対策が機能しなかった場合の潜在的影響から検討される。

これらの要因を考慮するのとともに、INES の評価方法では、“ 付加的要因 ”(即ち、事象に係わる運転を制御する管理や体制において機能のより重大な劣化を示すような事象の特徴)も考慮する。

本章は、3つの主要な節に分かれている。第 1(4.1 節)は、深層防護に基づいて事象を評価するために使用する一般原則を示す。それらは広範囲のタイプの事象をカバーする必要があるため、本質的に一般的である。そしてそれらが一貫した方法で適用されるようにするため、4.2 節に詳細なガイダンスを示す。第 3 節(4.3 節)は、多数の実事例を示す。

4.1 事象評価に関する一般原則

INES は、深層防護に対する影響に関して 3 つの評価レベル(レベル 1 からレベル 3)を設けているが、いくつかの事象に対する最大の潜在的影響は、すべての安全対策が機能しなかったとしても、放射性物質のインベントリーと放出メカニズムにより限定される。そうした行為(活動)に対する深層防護設備に関連した事象を深層防護の最上位のレベルに評価することは適切でない。もしある行為(活動)に対する最大の潜在的影響を評価尺度のレベル 4 より高く評価することができない場合には、深層防護の下での最高評価はレベル 2 とするのが適切である。同様に、最大の潜在的影響をレベル 2 より高く評価することができない場合、深層防護の下での最高評価はレベル 1 となる。

深層防護の下での評価に対して上限を明確にした後、どのような安全対策が依然として残っているか(すなわち、当該行為(活動)に対する最大の潜在的影響が生じるために、どのような追加的安全対策の不備が重なる必要があるか)を、検討する必要がある。これには、受動的及び能動的バリアを含め、発生防止、制御、および緩和のためのハードウェアと運用管理システムの検討が含まれる。最大の潜在的影響の発生する可能性を高めたかもしれない事象においては、なんらかの潜在的な安全文化に関する問題があったかどうかについても、考慮すべきである。

したがって、事象の評価を行うためには、次のステップに従うべきである：

- (1) 本マニュアルの第 2、3 章の基準に基づき、関連する行為(活動)に対する最大の潜在的影響について評価値を決定することにより、深層防護の下での評価の上限を定めるべきである。最大の潜在的影響を定めるための詳細なガイダンスを 4.2.1 節に示す。
- (2) 次に、以下により実際の評価値を決めるべきである：
 - (a) 第一に、受動的及び能動的バリアを含め、発生防止、サーベイランス、および緩和のために利用可能な安全対策(ハードウェアと運用管理)の有効性と数を考慮すること；
 - (b) 第二に、安全対策または組織体制のより深刻な劣化を示しているかもしれない事象の安全文化の側面を考慮すること。

評価プロセスのこれら 2 つの側面に関する詳細なガイダンスは、4.2 節に示す。

深層防護に基づく事象の検討に加え、第 2、3 章の基準(適用可能であれば)にも照らして各事象を検討しなければならない。

4.2 事象評価のための詳細なガイダンス

4.2.1 最大の潜在的影響の特定

最大の潜在的影響は、「IAEA の放射性線源の分類」[1]とその参考資料[5]における線源の放射能(A)と線源に対する D 値に基づいて、線源カテゴリから導かれる。最大の潜在的影響は、実際の事象の詳細な状況には依存しない。D 値は、放射能の観点から与えられるもので、それを超えると線源は「危険な線源」とみなされ、安全かつ確実に管理されなければ重大な確定的影響を引き起こす可能性が高くなる。より一般的な同位元素を対象としている安全指針[1]の D 値を付録 III に転載した。他の同位元素の D 値が必要であれば、参考資料[5]において見つけることができる。

表 5 は、A/D 比[訳注：A は評価すべき放射エネルギー]、線源カテゴリ、および最大の潜在的影響（安全対策がすべて機能しなかったと仮定した場合）の基準評価の間の関係を示したものである。また前述した事象評価に対する一般原則に従って、各線源カテゴリに対する深層防護に基づいた最大評価値も示している。4.2.2 節に示す評価ガイダンスが使用される場合、実際の評価値では、この表の最下段に示されたものと同じかそれより低くなる。

深層防護に基づく最大評価値はカテゴリ 2、3 の線源に対して同じであるため、本章ではこれ以降、それらをまとめて考慮する。

表 5 . A/D 比、線源カテゴリ、最大の潜在的影響および深層防護評価の間の関係

A/D 比	$0.01 \leq A/D < 1$	$1 \leq A/D < 10$	$10 \leq A/D < 1000$	$1000 \leq A/D$
線源カテゴリ	カテゴリ 4	カテゴリ 3	カテゴリ 2	カテゴリ 1
全ての安全対策が機能しなかった場合の行為(活動)に係わる事象の最大の潜在的影響に対する評価値	2	3	4	5 ^a
深層防護基準を用いた最大評価値	1	2	2	3

^a 放射性線源を含む事象に対し、より高いレベルが起これ得るとは考えられない。

D 値は、厳密に言えば照射済み核燃料には適用できない。しかし、照射済み核燃料の輸送を含む事象は、カテゴリ 1 の線源に関する 4.2.2 節のガイダンスを使用して評価すべきである。

すでに述べたとおり、加速器における事象の評価では、第 6 章のガイダンスを使用する。他の装置線源については、この節のガイダンスが直接関係する。しかし、装置線源をそのサイズなどに基づいて分類する単純な方法はない。したがって、一般的な INES の原則を使用することが必要である。すべての安全対策が機能しない場合であっても、事象が確定的影響をもたらす可能性がないという装置については、カテゴリ 4 の線源に対する 4.2.2 節のガイダンスを使用して事象を評価すべきである。すべての安全対策が機能しなくなった場合に確定的影響が起こる可能性のある装置については、カテゴリ 2、3 の線源に対する 4.2.2 節のガイダンスを使用して事象を評価すべきである。

カテゴリ 5 の線源は表 5 に含まれておらず、4.2.2 節の評価の表でも考慮されていない。IAEA の放射性線源の分類[1]では、カテゴリ 5 の線源が人々に恒久的な傷害を与えることはありえないと説明している。したがって、そうした線源に対する安全対策の不備に関する事象は、深層防護に基づいて評価尺度未満 / レベル 0 またはレベル 1 と評価する必要がある。評価尺度未満 / レベル 0 またはレベル 1 が適切であるかどうかについてのいくつかの単純なガイダンスを、4.2.2 節の緒言に示す。

ある事象が多数の線源または多数の輸送パッケージに関連する場合、単体のインベントリーあるいはパッケージ / 線源の総インベントリーのどちらを使用すべきかを検討する必要がある。安全要件が少なくなり、すべてのパッケージ / 線源に影響を及ぼす可能性がある場合（例えば火災）は、総インベントリーを使用すべきである。一方、安全要件が少なくなり単体にのみ影響する場合（例えば 1 つの輸送容器の不適切なラベル表示など）使用するインベントリーは、影響を受けるパッケージのインベントリーとすべきである。付録 III に、D 値を合計する方法を示す。

本ガイダンスによりカバーされる広範囲の事象を考慮するために、事象の評価に際しては以下のステップに従って最大の潜在的影響を考慮すべきである。

- 放射能が既知であれば、その放射性核種の放射能(A)を D 値で割ることにより A/D 比を決定すべきである。この A/D 比を、表 5 の A/D 比および割り当てられたカテゴリと比較すべきである。
- 実際の放射能が判明していなければ（例えばスクラップ金属中に発見された未特定の線源）既知あるいは測定された線量率から、放射性核種を同定することによって推定すべきである。その上で、A/D 比をもとにカテゴリを割り当てるべきである。

- 実際の放射能が判明しておらず、線量率の測定値が利用できなければ、その線源の使用についての利用可能な知識に基づいて線源カテゴリを推定すべきである。付録 IV に、線源の様々な使用法とそのカテゴリの例を示す。
- 核分裂性物質（輸送規制[6]で定義された「除外核分裂性物質」ではないもの）を含むパッケージに係わる事象に関し：
 - ・ 臨界を防止するために必要な安全対策が影響を受けた場合、その事象は、パッケージがカテゴリ 1 の線源であるとして評価すべきである。
 - ・ 未照射燃料に対し、関する臨界安全性に関連しない安全対策の不備である場合、A/D 比を使用し、実際の放射エネルギーに基づいて評価すべきである。照射済み燃料に関しては、実際の A/D 比の計算や使用が可能であるとしても、照射物質の量が極めて少ない場合、一般的にカテゴリ 1 の線源の欄を使用すべきである。

4.2.2 安全対策の有効性に基づく評価

以下の節では、安全対策の低下に関する多数のタイプの事象について評価ガイダンスを示す。4.2.2.2 節は、紛失または発見された放射性線源、装置、または輸送パッケージに係わる事象、4.2.2.3 節は、所定の安全対策が低下した事象、また、4.2.2.4 節は、その他の安全に関連する事象を対象としている。

評価値に選択肢がある全てのケースにおいて、検討対象となる課題は、潜在的な安全文化に関する問題である。それゆえ、この側面に関する追加ガイダンスを 4.2.2.1 節に示す。評価値に選択肢がある一部のケースでは、他の要因も考慮する必要があり、考慮すべき具体的な要因に関するガイダンスを示すために脚注を設けた。

カテゴリ 5 の線源に係る事象は、一般的に評価尺度未満 / レベル 0 と評価されるため、以下の節には含めない。しかし、所定の安全対策のすべてが明らかに喪失したか、あるいは、安全文化の重大な欠如を示す証拠がある場合、レベル 1 という評価が適切であろう。カテゴリ 5 の線源の所在に関して具体的な管理を行う意図が欠けていた場合、この管理の喪失のみを評価尺度未満 / レベル 0 と評価すべきである。

4.2.2.1 安全文化上の意味合いに関する考察

安全文化は、「全てに優先して、防護と安全の問題が、その重要性に相応しい注意を集めることを確保する組織及び個人の特性と態度を集約したもの」[7]と定義されている。良好な安全文化は異常な事象の防止に役立つが、これに対し、安全文化の欠如は、従業員が設計者の想定に沿わない方法

で行動するという結果を招きかねない。

したがって、安全文化は、深層防護の一部として考慮しなければならない。

安全文化の問題によって高い方の評価値を選択することに価値を見出すために、その事象を安全文化の問題に関する実際の指標と考えなければならない。そのような指標の例は、以下のようなものとなる：

- 認可された限度や要件に対する違反、または手順違反で、事前承認のないもの；
- 品質保証プロセスにおける欠如；
- 人的過誤の累積；
- 環境への放出、汚染の拡大、または線量管理システムの故障を含む適切な放射性物質管理の維持失敗；または、
- 最初の事象の後に教訓が得られたり、あるいは是正措置が講じられたことを確実にするために運転員が十分な注意を払っていないことを示す証拠がある場合の事象の繰返し。

本ガイダンスの趣旨は、長期にわたる詳細な評価を開始することではなく、事象の評価を行う者が迅速に判断を下すことができるかどうかを考慮することにある、という点に留意することが重要である。事象発生後すぐに、安全文化の理由によって、その事象の評価値を引き上げるべきか否かを判断することは往々にして難しい。このような場合には、その時点で判明しているものに基づき暫定的な評価値を与えるべきであり、その後、詳細な調査で得られた安全文化に関する追加情報を最終評価で考慮することになる。

4.2.2.2 紛失または発見された放射性線源 / 装置に係わる事象

放射性線源、装置、輸送パッケージの置き忘れ、紛失、盗難、または発見に係わる事象については、表 6 を使用すべきである。線源、装置、輸送パッケージの所在を確認できない場合、それはまず「紛失」したと見なしてよい。しかし、可能性の高い他の場所での探索が不成功であれば、国の要件に従い、紛失または盗難と見なすべきである。

放射性線源、装置、輸送パッケージの紛失は、深層防護の劣化の観点から評価すべきである。放射性線源、装置、輸送パッケージがその後発見された場合、以前の紛失とその後の発見は単一事象として見なすべきである。当初の評価をレビューすべきであり、その事象は、利用できる追加情報をもとに再評価（上または下に）することになるかもしれない。

検討すべき関連情報には次を含むべきである：

- － 線源、装置、輸送パッケージが発見された場所と、それがどのようにしてそこに来たか；
- － 線源、装置、輸送パッケージの状態；
- － 線源、装置、輸送パッケージが紛失していた時間の長さ；
- － 被ばくした人数と可能性のある線量。

再評価では、当初の深層防護評価と実際の影響をカバーすべきである。ほとんどの場合、最悪シナリオではなく現実的な仮定を用いて受けた線量を推定または計算することが必要である。

表 6 では、発見された放射性線源と発見された装置をまとめて考慮している。前者は、遮蔽されていない線源について記述することを意図している。これに対し、発見された装置は、健全な遮蔽された容器内に入ったままの身元不明の線源の発見について記述することを意図している。

紛失または発見された身元不明線源が金属リサイクル取引業者に引き渡されていた事例は多数ある。結果として、金属取引業者や鉄鋼精錬業者によりスクラップ金属の入荷物の中にそのような線源があるか否かの検査が行われることが、かなり一般的となっている。そのような事象に対して最も適切な評価値は、表 6 の「身元不明線源の発見」の列を用いて決定される。その線源が溶解されている場合、高い方の評価値を使用すべきである。線源が溶解前に発見された場合には、脚注 1[訳注：脚注 a の誤記とおもわれる]に説明されている通り、安全対策が残っているか否かによって評価を行うべきである。

汚染された金属に関連する事象に関しては、4.2.1 節のガイダンスに基づきその線源のカテゴリを同定するのは実際的ではないかもしれない。これらのケースにおいて、その線量率を測定すべきであり、その区域の人々に対する線量を推定すべきである。評価はこれらの潜在的線量に基づくべきである。

4.2.2.3 安全対策が低下した事象

放射線源、装置、輸送パッケージが予想された場所にあったが、安全対策の低下があったという事象については、表 7 を使用すべきである。これらは、輸送パッケージもしくは線源収納箱（ハウジング）、その他の遮蔽もしくは格納装置、インターロック、または他の安全 / 警報装置のような一連のハードウェア設備を含む。また、輸送パッケージのラベル表示、輸送用書類、作業手順と緊急手順、放射線モニタリング、個人用警報線量計の使用など運用管理も含む。カテゴリ 1 の線源を使用する照射装置、遠隔治療装置、線形加速器などの施設は、健全性の高い深層防護対策を有する可能性が高い。

表 6 : 紛失または発見された放射性線源、装置または輸送パッケージに対する事象評価

事象のタイプ	線源カテゴリに基づく 事象評価値		
	カテゴリ 4	カテゴリ 3、2	カテゴリ 1
紛失した放射性線源、装置または輸送パッケージがその後管理下にある区画内で健全なまま回収された場合	1	1	1
線源、装置(身元不明の線源及び装置を含む)、または輸送パッケージが発見された場合	1	1 or 2 (脚注 a)	2 or 3 (脚注 a)
紛失または盗まれた放射性線源、装置または輸送パッケージが未だ発見されていない場合	1	2	3
紛失または盗まれた放射性線源、装置または輸送パッケージの場所が特定され、計画外の被ばくが発生していないことが確認されたが、安全な場所または接近不可能な場所にある(水中など)ため回収しないと決定、承認された場合	1	1	1
輸送パッケージが誤配されたが、受取り施設が同パッケージの取扱いに必要な全ての放射線安全手順を有している場合。	0 or 1	1	1
輸送パッケージが誤配されたが、受取り施設が同パッケージの取扱いに必要な全ての放射線安全手順を有していない場合。	1	1 or 2 (脚注 b)	2 or 3 (脚注 b)

^a いくつかの安全対策が依然として有効であることが明瞭であれば(例えば、遮蔽、錠付き装置、警報信号)、最も低い評価値が適切である。

^b 施設に何らかの関係する放射線安全手順があるなら、低い方の評価値が適切であるかもしれない。

本章の緒言で指摘したように、そのような施設の安全対策の低下に関係する事象は第 6 章を適用して評価すべきである。

表 7：安全対策の低下を伴う事象の評価¹⁵

事象のタイプ	線源カテゴリに基づく 事象評価値		
	カテゴリ 4	カテゴリ 3、2	カテゴリ 1
A - 安全対策の低下なし			
異常事象が発生しても、既存の安全対策の有効性の観点からは重大でない。典型的事象には次のものがある：			
— 軽微な表面汚染や、人の低レベル汚染を伴う漏出に至る遮蔽および / または線源容器の表面的損傷、または線源の漏えい	1	1	1
— 軽微な表面汚染や、異常な汚染があったもののその程度が放射線学的に殆ど重大でないか、あるいは全くない漏出に至る遮蔽および / または線源容器の表面的損傷、または線源の漏洩	0 or 1	0 or 1	0 or 1
— こうした事象に対処するために設計された区域内での汚染	0 or 1	0 or 1	0 or 1

¹⁵ 評価値に選択肢がある場合は必ず、4.2.2.1 節で論じたような、安全文化の問題があるか否かが重要な要素となる。

表 7 : 安全対策の低下を伴う事象の評価¹⁵

事象のタイプ	線源カテゴリに基づく 事象評価値		
	カテゴリ 4	カテゴリ 3、2	カテゴリ 1
<ul style="list-style-type: none"> 計画外の被ばくを防止し、また、通常状態に復帰する上で安全手順が有効である予測可能な事象。これには、既存の緊急時手順に従って安全に回収されたとの条件で露出した線源(産業用X線撮影ガンマ線源または照射治療用小線源など)が戻されなかった等の事象を含む。 輸送パッケージの損傷がないか、または軽微で、線量率の増加もない。 	0 or 1	0 or 1	0 or 1
B - 安全対策が部分的に残存した場合			
<p>一つまたは複数の安全対策は機能しなかったが(理由の如何に拘わらず)、少なくとも一つの安全対策は残存している。</p> <p>典型的な事象には次のものが含まれる：</p>			
<ul style="list-style-type: none"> 高線量率被ばくを防止するために設計、設置された警報や安全系の部分的故障。 	0 or 1 (脚注 a)	1 or 2 (脚注 a)	(脚注 b)
<ul style="list-style-type: none"> 安全手順(放射線モニタリングと安全チェックを含む)の遵守に失敗したが、他の既存の安全設備(ハードウェア)が有効である場合。 	0 or 1 (脚注 a)	1 or 2 (脚注 a)	(脚注 b)

表 7 : 安全対策の低下を伴う事象の評価¹⁵

事象のタイプ	線源カテゴリに基づく 事象評価値		
	カテゴリ 4	カテゴリ 3、2	カテゴリ 1
— 格納装置の重大な劣化、または不完全な閉止。	0 or 1 (脚注 a)	1 or 2 (脚注 a)	(脚注 b)
— 間違った梱包または拘束。 不正開封防止装置の無効化。	0 or 1 (脚注 c)	0 or 1 (脚注 c)	0 or 1 (脚注 c)
C - 安全対策が残っていない場合			
<p>重大な計画外被ばくの可能性、または管理機能の無い区域に汚染が拡大するような重大なリスクをもたらす事象。典型的な事象には以下が含まれる：</p>			
— 遮蔽の喪失（例えば、線源が直接露出される事態となる火災または苛酷な衝撃など）	1	1 or 2 (脚注 d)	2 or 3 (脚注 e)
— 高線量率の区域への入域制限機能が機能しなくなる警報や安全装置の故障。	1	1 or 2 (脚注 d)	2 or 3 (脚注 e)
— 安全対策が残されていない、または他の全ての安全対策が機能しなかったときの放射線モニタの故障（例えば、サイトでのX線写真撮影後にガンマ線源を完全に撤収したことのチェック）。	1	1 or 2 (脚注 d)	2 or 3 (脚注 e)
— 線源が偶発的に露出状態となり、それに対処する有効な手順が無いか、または手順が無視された事象。	1	1 or 2 (脚注 d)	2 or 3 (脚注 e)

表 7 : 安全対策の低下を伴う事象の評価¹⁵

事象のタイプ	線源カテゴリに基づく 事象評価値		
	カテゴリ 4	カテゴリ 3、2	カテゴリ 1
— 被ばくの可能性が高い不適切な遮蔽、または、 遮蔽のないパッケージ。	1	1 or 2 (脚注 d)	2 or 3 (脚注 e)

^a 多数の安全対策が残っており重大な安全文化の問題がない場合には、低い方の評価値が適切かもしれない。実質的に単一の安全防護層が残っているだけであれば、高い方の評価値を適用すべきである。

^b カテゴリ 1 の線源が設置されている施設で、安全対策の部分的な低下を伴う事象の評価については、第 6 章に記載されている安全防護層アプローチに基づいて行うべきである。カテゴリ 1 の線源に係わる他の事象の評価値は、レベル 1 又はレベル 2 と評価すべきであり、重大な安全文化の問題もなく多くの安全対策が残っている場合には、低い方の評価値とするのが適切である。

^c 劣化の程度が非常に低いと言うことがなければ、高い方のレベルが適切であろう。

^d 施設内の固定した場所に設置されたカテゴリ 3 の線源に関する最大の潜在的影響が、レベル 2 より高くなる可能性はない。したがって、そうした施設の事象については、深層防護に基づく最高値を 1 とすべきである。

^e 最大の潜在的影響がレベル 4 を超える可能性がある場合には、レベル 3 のみが妥当である。カテゴリ 1 の線源を使用する施設は、第 6 章のガイダンスを用いて評価すべきである。このガイダンスを用いると、放射性物質が散乱する可能性がある場合にのみレベル 3 の評価を与えることになる。事象が作業員の過剰被ばくを防止するための安全対策の低下にのみ関係している場合には、同ガイダンスは、レベル 2 の評価を与えるであろう。

4.2.2.4 その他の安全に関連する事象

これまでの表でカバーされていない他の安全関連事象については、表 8 を使用すべきである。

表 8：他の安全関連事象に対する評価¹⁶

事象のタイプ	線源のカテゴリに基づく事象評価値		
	カテゴリ 4	カテゴリ 3、2	カテゴリ 1
公衆が単一事象により法定年間線量限度を超える線量を受けた場合.	1	1	1
作業者又は公衆が法定年間線量限度を超える集積線量を受けた場合.	1	1	1
線源インベントリー、線量計配置の内訳など記録の欠如、または、重大な欠落	1	1	1
認可限度を超える環境への放出	1	1	1
輸送の許可条件に対する不適合	1	1	1
輸送に関する不適切な放射線サーベイ	0 or 1 (脚注 a)	0 or 1 (脚注 a)	0 or 1 (脚注 a)
パッケージ/運搬物の汚染が発生したが、実際には結果的な汚染がほとんど無いか、放射線上重要でない場合	0 or 1	0 or 1	0 or 1
パッケージ/運搬物の汚染で、数多くの測定により汚染が適用限度を超えていることが判明し、公衆の人が汚染する可能性がある場合	1	1	1

¹⁶ 評価値に選択肢がある場合には必ず、4.2.2.1 節で論じたような安全文化の問題があるか否かが重要な要素となる。

表 8：他の安全関連事象に対する評価¹⁶

事象のタイプ	線源のカテゴリに基づく事象評価値		
	カテゴリ 4	カテゴリ 3、2	カテゴリ 1
出荷書類、パッケージの荷札、または車両の表示が不正確または欠落していた場合。パッケージの種別が不正確または欠落していた場合	0 or 1	0 or 1	0 or 1
空と考えられたパッケージ内に放射性物質が存在していた場合	1	1 or 2 (脚注 b)	1、2 or 3 (脚注 b)
誤ったタイプ / 不適切なパッケージ内に放射性物質が存在していた場合	0 or 1 (脚注 c)	1 or 2 (脚注 c)	2 or 3 (脚注 c)

^a 評価に際しては、安全文化の問題の他、サーベイがどの程度不適切であったかを考慮に入れるべきである。

^b 評価値の選択に際しては、パッケージが空であると思われたとしても、残っていた安全対策を考慮に入れるべきである。

^c 各カテゴリにおける高い方の評価値は、パッケージを誤ったり不適切なものを用いたことにより不用意な被ばくを引き起こすような状況を反映している。

4.3 実事例

事例 14. 産業用 X 線撮影装置線源の離脱と回収 - 評価尺度未満 / レベル 0

事象の概要

石油工場において、1 TBq の ¹⁹²Ir 線源を用いて、産業用 X 線撮影が行われていた。撮影時に、線源が露出位置で外れた。X 線撮影技師がサーベイメータを持ってこの区域に再入域した時にこの状態が分った。この管理区域の放射線バリアをチェックし、現場を保存して、国の当局からの支援を求めた。当局と X 線撮影技師と一緒に線源回収作業の計画を立てた。最初に事象に気づいてから 12 時間後に、線源は無事回収された。線源の回収作業も含めて、本事象により (3 名が) 受けた線量は、いづれも 1 mSv 未満であった。

評価の説明

基準	説明
2.3 個人の被ばく線量	被ばく線量は、レベル1の値未満であった。
4.2.1 最大の潜在的影響	^{192}Ir に対するD値は、0.08 TBqであり、したがって、A/D比は12である。(すなわちカテゴリ2の線源)
4.2.2 安全対策の有効性	これは産業用X線撮影において予想し得る事象であり、このような事象に対処するための不測事態対策計画と装置は利用可能と考えられる。X線撮影技師によるモニタリングは有効であった。表7のA節の第4項「安全手順が計画外被ばくの防止と通常状態への復帰に有効である予測可能な事象」に従えば、評価値は、評価尺度未満/レベル0、またはレベル1となる。安全文化の問題を示す兆候が無かったことから、評価尺度未満/レベル0が選択される。
総合評価	評価尺度未満/レベル0

事例 15 使用済燃料を積載した列車の脱線 - 評価尺度未満/レベル0

事象の概要

3つの車両に使用済燃料のパッケージを各1個ずつ積んだ列車が28 km/hの速度で脱線した。列車が乗り上げたため線路が壊れた。貨車の2両が脱線したが倒れなかった;他の一つは傾いたので、安定させる必要があった。36時間後、これらの車両は再び運行された。放射線の影響はなかった。

評価の説明

基準	説明
2.3 個人の被ばく線量	被ばく線量はないとの報告であった。
4.2.1 最大の潜在的影響	使用済燃料のパッケージは、カテゴリ1の線源に対するガイダンスを用いて評価すべきである。
4.2.2 安全対策の有効性	表7、A節の第5項「輸送パッケージの損傷がないか、または軽微で、線量率の増加もない場合」に従い、評価尺度未満/レベル0かレベル1の何れかとなる。安全文化の問題を示す兆候がなかったため、評価尺度未満/レベル0が選ばれる。
総合評価	評価尺度未満/レベル0

事例 16 フォークリフトによるパッケージの損傷 - 評価尺度未満/レベル0

事象の概要

空港において、タイプ A のパッケージが損傷した旨報告された。初期の報告では、パッケージがフォークリフトトラックにより擦られただけであることを示唆していた。荷送人は、パッケージへの損傷を評価し、何を行うべきかを判断するよう要求された。また荷送人は、内容物（二つの ^{252}Cf 線源 - それぞれ 1.98 MBq）を再梱包し、パッケージの継続使用を可能にすることができた。内容物は、タイプ A のパッケージに保護梱包をして発送元に送り返すことができるよう装備された。元の輸送容器外包に小さな損傷があることが確認された。

評価の説明

基準	説明
2.3 個人の被ばく線量	被ばく線量は、レベル1の値未満であった。
4.2.1 最大の潜在的影響	^{252}Cf のD値は0.02 TBqであり、A/D比は0.01未満である。従って、パッケージは、カテゴリ5の線源を含んでいる。
4.2.2 安全対策の有効性	安全対策の低下はなかった。4.2.2節の緒言によれば、評価値は評価尺度未満/レベル0となる。
総合評価	評価尺度未満/レベル0

事例 17. 産業用 X 線撮影装置線源の盗難 - レベル1

事象の概要

4 TBq の ^{192}Ir 線源を含む産業用 X 線撮影装置が盗まれたと国の規制当局に報告があった。新聞発表が出され、周辺区域の捜査が行われた。24 時間後、同装置は、遮蔽に損傷が無く健全な状態のまま、高速道路に側溝で発見された。被ばくを受けた者はなかった。

評価の説明

基準	説明
2.3 個人の被ばく線量	本事象はあるいは放出放射能による被ばく線量はなかった。
4.2.1 最大の潜在的影響	^{192}Ir に対するD値は0.08 TBq、A/D比は50である。(すなわちカテゴリ2の線源)
4.2.2 安全対策の有効性	当初の事象は、カテゴリ2の線源/装置の紛失あるいは盗難であり、表6の第3列に従えば、レベル2と評価される。装置が発見された時、評価のレビューが可能であった。安全対策が全て残っており違反の兆候もない状態で装置が発見されたので、表6の第2列に基づき、レベル1という最終評価値が適切であった。
総合評価	レベル1

事例 18. スクラップ金属中における種々の放射性線源の発見 - レベル 1

事象の概要

規制者は、金属スクラップ会社から携帯検出器で放射線警報の発報があったとの通報を受けた。規制者が携帯型サーベイ装置を用いて、測定を行ったところ、12 m のコンテナ表面の放射線レベルは、 $30 \mu\text{Sv/h}$ であった。コンテナは、スクラップ中の放射性線源を追跡し回収することを専門にしている業者により取り外された。3 つの同型のステンレス鋼製線源ホルダーが見つかったが、各ホルダーには ^{137}Cs が入っていたもののシャッターメカニズムは付いていなかった。2 つの線源ホルダーには、線源を 2 GBq の ^{137}Cs 及び 8 GBq の ^{137}Cs と特定できる識別マークが付いていた。3 つの線源ホルダーの表面における線量率は、約 4.5、4.2 および 17 mSv/h であり、線源は、約 1.85 GBq、1.85 GBq および 7.4 GBq であった。コンテナは 1 ヶ月近くにならって輸送中であったが、3 つの線源の出所を確認することは出来なかった。線源は安全な状態とされ、適切な放射性廃棄物施設に輸送された。

評価の説明

基準	説明
2.3 個人の被ばく線量	これらの線源の輸送と取扱時における潜在的な線量を考慮すると、10 mSvを超える線量を受けたり、また、10人以上が被ばくすることは考えられない。(すなわちレベル1)
4.2.1 最大の潜在的影響	3つの線源の内、2つは、 ^{137}Cs と判明し、また、線量率と放射能の測定に基づいて、3つ目の線源は、確認された2つの線源のうちの小さい方と同じであると思われた。 ^{137}Cs に対するD値は 1×10^{-1} TBqであり、線源の総放射能は11.1 GBqであったため、A/D比は $0.01 < A/D < 1$ となる。従って、これはカテゴリ4の線源であった。
4.2.2 安全対策の有効性	本事象は3つの身元不明線源の発見である。表6の第2列から、レベル1が適切である。
総合評価	レベル1

事例 19 比重計の紛失 - レベル 1

事象の概要

湿分比重計が紛失し、建設現場のトラックから盗まれたものと思われた。比重計には ^{137}Cs 線源 (0.47 GBq) と $^{241}\text{Am/Be}$ の中性子源 (1.6 GBq) が含まれていた。国の規制当局に報告され、新聞発表が出され、周辺区域の捜査が行われた。その比重計は、損傷の兆候も無く、数日後に発見された。

評価の説明

基準	説明
2.3 個人の被ばく線量	事象による被ばく線量はなかった。
4.2.1 最大の潜在的影響	付録IIIの説明の通り、A/D比の合計を計算する必要がある。 ^{137}Cs に対するD値は、線源放射能が0.47 GBq であるのに比べ、0.1 TBq であり、 $^{241}\text{Am/Be}$ のD値は、線源放射能が1.6 GBqであるのに比べ、0.06TBqであるため、A/Dの総計は $0.47/100+1.6/60 = 0.031$ となる。従って、総計のA/D比は、0.01から1の間であり、線源はカテゴリ4と分類することが出来る。
4.2.2 安全対策の有効性	表6の第2列から、レベル1が適切である。回収されたことにより、本事象は「紛失または盗まれた放射性線源の場所が特定された場合」(表6の第4例)として再評価することが出来るが、カテゴリ4の線源に対し、レベル1はそのままである。
総合評価	レベル1

事例 20 輸送中における放射性線源の盗難 - レベル 1

事象の概要

密封された放射線源 1.85 GBq の ^{60}Co のパッケージが荷主により配達された際、それが空であることが判明した。線源は、7 時間後に、輸送トラックの中で発見された。このパッケージは意図的に開梱されていた。1.85 GBq の ^{60}Co は 1メートル離れた場所で 0.5 mSv/h の線量率を出す。

本事象は、放射性物質の輸送に関する規則を遵守しなかったことが直接的な要因であったと思われる：

- 規則によって求められている安全シールがパッケージに貼付されていなかった；
- 出荷の申告が行われていなかった；
- “放射性物質” のラベルがコンテナに貼り付けられていたようには見えなかった（これについては、明確な証拠はなかった）。

評価の説明

基準	説明
2.3 個人の被ばく線量	関与した人へのインタビューと、当該線源に対して発生したかもしれないシナリオの仮定に基づき、線量評価が行われた。その結果、運転手や配達人が測定可能な線量を受けていないものと結論付けられた。
4.2.1 最大の潜在的影響	^{60}Co に対するD値は、0.03 TBq であるため、A/D比は0.01から1の間となる。従って、カテゴリ4の線源となる。
4.2.2 安全対策の有効性	表7、C節の第5項「被ばくの可能性が高い不適切な遮蔽、または、遮蔽のないパッケージ」に基づき、この評価値はレベル1となる。
総合評価	レベル1

事例 21 核医学局内における放射性物質の流出 - レベル1

事象の説明

病院内の放射性医薬局から注射 / 処置室に放射性核種を移送するために用いるトロリーが衝突事故に巻き込まれた。この事故は、病院の廊下で起き、 ^{131}I (4 GBq の液薬) 1 投与分が床上にこぼれた。2 人 (看護婦と患者) がそれぞれ推定放射能 10 MBq の ^{131}I で汚染された (腕、上着および履物)。核医学局からスタッフが召集され、その 2 人は 1 時間以内に除染された。

2人の受けた推定線量はごく僅かであった(0.5 mSv未満の預託実効線量)。流出のあった箇所は、2週間(2半減期に相当)にわたって一時的に閉鎖され、その後、核医学局のスタッフによって適切に除染された。

評価の説明

基準	説明
2.3 個人の被ばく線量	被ばく線量は、レベル1に対する値未満であった。
3.2 施設の放射線バリアと管理	この施設は大量の放射性物質を取り扱っていなかったため適用されない(3.1節の第1パラグラフを参照のこと)。
4.2.1 最大の潜在的影響	^{131}I に対するD値は、0.2 TBqで、A/D比は0.01と1の間となり、したがって、カテゴリ4の線源となる。
4.2.2 安全対策の有効性	線源コンテナが損傷したため、残存する安全対策はなく、また、表7のC節が適切であることから、レベル1という評価になる。
総合評価	レベル1

事例 22 列車の放射性物質パッケージとの衝突 - レベル1

事象の概要

列車と、駅構内の線路を横切ろうとしていた貨物トラックとの衝突が発生した。

その貨物の中にはタイプAのパッケージがあった。一連の放射性核種の入った7個のカートンと2個のドラム缶が入っていて、ドラム缶には15 GBq(出発時点では30 GBq)の放射能を持つテクネシウム ジェネレータ(モリブデンを使用)が収納されていた。

カートンは、軽かったために損傷は軽微であり、放射性物質の損失はなかった。他方、2個のドラム缶はパッケージから投げ出され、線源コンテナの1個が破損し、機関車の機関士室とトラックの下の砂利が汚染した。291人が汚染検査を受け、19人が汚染されていたが、有意なものではないことが判明した。被ばく線量はいづれも0.1 mSv未満であった。結果として起こった汚染は、その量が少ないことと放射性同位元素の半減期が短いことから問題とする理由にならなかった。

相当な量の除染設備が配備された。2本の線路は1日間の使用停止とされ、機関車は除染された。

評価の説明

基準	説明
2.3 個人の被ばく線量	被ばく線量は、レベル1に対する値未満であった。
4.2.1 最大の潜在的影響	^{99}Mo のD値は、300GBq（これには、娘核種 Te の影響が含まれる）で、A/D比が0.01と1の間であるため、カテゴリ4の線源となる。
4.2.2 安全対策の有効性	線源コンテナが損傷したため、残存する安全対策はなく、また、表7のC節が適切であるため、レベル1という評価となる。
最終的評価	レベル1

事例 23 空のはずの輸送コンテナ内での核物質の収納 - レベル1

事象の概要

ある燃料製造プラントでは、海外から、 ^{235}U を僅かに濃縮した酸化ウランを定期的に受け入れていた。この物質は、海上コンテナ内に機械的に密封された特殊な缶に入れられて輸送される。この物質を取り出した後、燃料製造者は、空の缶をそれらの供給者に返送していた。

空のはずの缶150個を収納したコンテナを受け取った際、酸化ウランの供給者は、2缶が満杯であり、合計100kgの酸化ウランが入っているのを発見した。その物質の推定放射能は、8GBqであったが、缶と海上コンテナの外側表面はきれいであることが判明した。この事象により、予期しない線量を受けた作業員や公衆はいなかった。

評価の説明

基準	説明
2.3 個人の被ばく線量	この事象からの被ばく線量は報告されていない。
4.2.1 最大の潜在的影響	低濃縮であるため、ここでは、臨界は問題とならない。従って、本事象は、A/D比に基づいて区分されるべきである（4.2.1節の最後の項を参照のこと）。D値は、付録 において規定されていないが、参考資料 [5] に示されている。10%未満の濃縮、（これが本事例のケースである）に対し、D値は無制限とも言える高値となる。それゆえ、A/D比は <0.01 となり、これは、この物質をカテゴリ5の線源として扱うことができることを意味する。
4.2.2 安全対策の有効性	空の缶のパッケージが満杯のときと同じであったとしても（機械的シールおよびコンテナ状態）輸送用ラベルの必要性はより少なくなり、また、取扱いに対する予防措置は僅かに緩和されていた。重要な点は、認可制限に対する違反があったことである。この事象に関連する安全文化の重大な問題があった他、装備されていた安全対策の一部が失敗した。それゆえ、4.2.2節の第3パラグラフに従い、この事象はレベル1と評価される。
最終的評価	レベル1

事例 24 フィルムバッジの疑わしい線量 - レベル1

事象の概要

ある放射線技師の年間累積被ばくレベルが、彼女のフィルムバッジの記録により 95 mSv であったことが示された。これは、彼女が働いていた病院の検査の過程で判明した。規制当局は、この病院を徹底的に検査して、ある個人の月間記録が 54 mSv を示しているのを見つけた。しかしながら、その病院は、検査の時まで、特別な措置は取っていなかった。この病院には、線形加速装置(LINAC)などの放射線発生装置はなく、1回の過剰被ばくに対する明確な理由は見つからなかった。同僚による悪戯の可能性はあったが、その直接的な証拠は見つからなかった。血液検査を含む医学的検査でも、異常は見つからなかった。当人にも、また、確定的影響を示す兆候はなかった。当人は、他の部門に移されて追加訓練を受けた。線量が真実であるという最悪の事態を考慮し、管理区域内への立ち入りを禁じられた。

評価の説明

基準	説明
2.3 個人の被ばく線量	<p>この技師において、確定的影響は認められなかった。血液検査によって、深刻な線量を受けていなかったことが示されたが、放射線被ばくが起きなかったことの証明はできなかった。</p> <p>放射線被ばくが発生したか否かを確定するため、詳細な調査が実施された。</p> <p>この調査では、以下の点が考慮された：</p> <ol style="list-style-type: none">(1) 彼女の通常の作業場所内、または、彼女が線量計が支給されてからの期間中に行ったすべての場所に高放射線源が存在しないこと(2) 同僚が被ばくの可能性がある期間に常に彼女の近くにおり、また、彼らの人の線量計が正常な数値であったこと(3) 対象期間のある間に更なる線量計を身に付けていたこと <p>最終的な結論は、彼女は放射線の被ばくを受けておらず、また、その線量を彼女の記録から削除すべきであるということであった。</p>
4.2.1 最大の潜在的影響	該当せず。
4.2.2 安全対策の有効性	この事象には、実際の被ばく線量はなかったものの、個人の放射線被ばく記録の監視や、異常な指示値のフォローアップに失敗するというような他の要因を伴うものである。表8の第3列に従い、この事象は、レベル1と評価される。
最終的評価	レベル1

事例 25 身元不明線源の溶融 - レベル 2

事象の概要

誤ってスクラップ金属に含まれていた 1 TBq の ^{137}Cs 身元不明線源が、製鋼工場で溶融された。その工場で 50 人の従業員が、それぞれ 0.3 mSv の線量を受けたものと推定された。

事象の説明

基準	説明
2.2 放射能の放出	この溶融により 10 %の放射能が放出され、その結果、0.1 TBq の ^{137}Cs の浮遊性放射能が放出されたものと推定された。 ^{137}Cs に対する D_2 値は 0.1 TBq [訳注：20TBq の誤記と思われる] であり、従って、この放出は、 D_2 値の 2,500 倍というレベル 5 の基準よりはかなり低い (2.2.2 節)。
2.3 個人の被ばく線量	被ばく線量は、レベル 1 に対する値未満である。
4.2.1 最大の潜在的影響	^{137}Cs に対する D 値は、 1×10^{-1} TBq、また、線源の放射能 (A) は、1 TBq であるため、 A/D 比は、 $10 < A/D < 1000$ となる。従ってカテゴリ 2 の線源に分類される。
4.2.2 安全対策の有効性	表 6 の第 2 列によれば、その評価値はレベル 1 または 2 となるべきである。その線源が融解したことを考慮すると、最終評価値は、表 6 の脚注 a に基づいてレベル 2 とすべきである。
最終的評価	レベル 2

事例 26 高放射能の放射線治療用線源の紛失 - レベル 3

事象の概要

しばらくの間、閉鎖されていた病院において線源インベントリーのチェックを行ったところ、100 TBq の ^{60}Co 線源を装備していた遠隔治療用ヘッドがなくなっていることが明らかになった。この装置は専用の施設に収納されていたが、インベントリーの確認は数週間実施されていなかった。その装置は、無許可の人物によって病院から持ち出されたものとの疑いがもたれた。探索が行われ、1 日後に、2 キロメートル離れた空き地で線源が発見された。その装置は解体され、線源は遮蔽されていなかったが破れていなかった。線源は国の規制当局によって回収された。

その後の調査により、事象の結果、以下のように数人が被ばくしていたことが判明した。

- 1名：手に対し 20 Gy、500 mSv の実効線量。片手に放射線障害が観察され、皮膚の移植と指 1 本の切断が必要となった。
- 2名：手に対し 2 Gy、400 mSv の実効線量
- 12名：100 mSv の実効線量（作業者に対する法定年間全身被ばく線量限度は、20 mSv）

評価の説明

基準	説明
2.3 個人の被ばく線量	3名が、作業者に対する法定年間全身被ばく線量限度の10倍を超える線量を受けた。その中の1名が健康上の影響を受けた。これらの両側面から、評価値はレベル3となる。 12名が10 mSv を超える線量を受けた。被ばく線量によれば、評価値はレベル2となるが、影響を受けた人数によりレベル3に格上げすべきである。
4.2.1 最大の潜在的影響	^{60}Co に対するD値は0.03 TBqであり、また、A/D 比は1000を超える。（すなわち、この事象はカテゴリ1の線源/装置となる）
4.2.2 安全対策の有効性	この当初の評価は、線源の発見前に行われた。従って、事象は、線源/装置の紛失又は盗難である。表6に従えば、本事象はレベル3と評価される。
最終的評価	レベル3

5. 出力運転中の発電用原子炉の事象についての深層防護に対する影響の評価

本章では、「実際上の影響」はないが、幾つかの安全設備が故障した場合の事象を扱っている。多重の安全設備あるいは放射線バリアを周到な計画の下に含めることを「深層防護」と呼ぶ。

深層防護の概念は、発電用原子炉における事象にこのマニュアルを適用する担当者の大半にとっては馴染みのあるものと思われるため、ここでは詳細には説明しない。しかし、附属資料「深層防護」にはいくつかの背景資料を追加している。

本章は、特に、出力運転中の発電用原子炉における事象の評価に適用されるが、安全ケースが出力運転状態に極めて類似した高温停止時または起動時の状態における事象の評価にも、本章を適用すべきである。しかしながら原子炉が冷温停止している場合、安全系の一部は依然として安全機能を保証することが求められるが、通常、より多くの時間を使用することができる。また、停止状態において、放射線バリアの構成も時として非常に異なる(例えば、一次冷却系が開放されていたり、格納容器が開放されている)。こうした理由により、事象の評価に対して異なるアプローチが提案され、原子炉停止時における事象は、通常、第6章のガイダンスを用いて評価すべきである。しかし、ある施設が起因事象と安全系のアプローチに基づいて承認された安全ケースを有している場合、事象の評価に当たって、この章で説明する起因事象のアプローチを使用しても差し支えない。

最大の潜在的影響の範囲と設計理念を適切に考慮するため、燃料が原子炉から除かれた廃止措置時の原子炉における事象もまた、研究炉における事象と同様、第6章を用いて評価すべきである。

もちろん、1つの施設に数多くの行為(活動)が含まれる場合、それぞれの行為(活動)は個別に考慮しなければならない。例えば、原子炉の運転、ホットセルでの作業、及び廃棄物の貯蔵は、これらすべてがたとえ1つの施設内で行われるものであっても、別個の行為(活動)として考慮すべきである。ホットセルまたは廃棄物貯蔵に関係する事象は、第6章のガイダンスを用いて評価すべきである。本章は、発電用原子炉の運転に関係する事象に固有のものである。

評価のアプローチは、直接的に確率的手法を用いることではなく、安全設備の作動を要求するかどうか、及び事故が起るためには安全設備の如何なる故障が重なると事故に至るのかを考慮することによって、事象が事故に至る可能性を評価するものである。このように、受動的及び能動的バリアーを含め、発生防止、制御及び緩和に利用可能な安全対策(ハードウェア及び運用管理)の数と有効性を考慮することによって「基本評価値」が決定される。

潜在する「付加的要因」を考慮するため、「基本評価値」を引き上げることも検討される。この評価値の格上げにおいては、プラントまたは施設の組織体制に関するより深刻な機能劣化を示す可能性のある事象の側面が考慮される。考慮される要因は、共通要因故障、手順上の不備、及び安全文化の問題である。こうした要因は「基本評価値」には含まれていなかった可能性があり、深層防護に関する当該事象の重大性が「基本評価」プロセスにおいて考慮されるものより大きいことを示す可能性がある。したがって、事象の真の重大性を公衆に伝達するために、評価レベルを 1 つ引き上げることが検討される。

深層防護に関する他の 2 つの章には、事象の「最大の潜在的影響」に関するガイダンスが含まれる。しかし、発電用原子炉のインベントリは、すべての安全設備が機能しない場合、レベル 5 以上の評価値となる事故をもたらす可能性があるため、この側面についてはここで検討する必要がない。したがって、深層防護での最大レベルはレベル 3 となる。

本章は、3つの主な節に分かれる。最初の節には原子炉が出力運転時に起こる事象の基本評価を行うためのガイダンス(「起因事象アプローチ」と呼ばれる)が示されている。第2の節(5.2節)には、事象の評価の格上げに関係するガイダンスが示されている。5.3節では、多くの実事例を示す。

5.1 安全設備の有効性を考慮に入れた基本評価値の特定

出力運転時の原子炉施設に関する安全解析は国際的に共通した行為(活動)に従っているため、出力時の原子炉に関係する事象に対し、安全設備をどのように評価するかについて、かなり具体的なガイダンスを提供することが出来る。このアプローチは、起因事象、安全機能及び安全系を考慮することに基づくものである。これらの用語は、安全解析に携わる人にとって馴染みのあるものであろうが、以下ではこれらの用語について更なる説明を行う。

起因事象は、正常な運転状態からの逸脱につながり、1つまたは複数の安全機能の作動を要求する特定された事象である。起因事象は、設置された安全系の妥当性を評価するために安全解析において用いられ、起因事象は、安全系に作動を要求しそれらが機能することを必要とする事象である。

深層防護への影響を伴う事象は、一般に、以下の2つの形態がある。

- (1) その影響に対処するよう設計された特定の安全系の作動が要求される起因事象を伴う事象
- (2) 安全系が備えられている[訳注：安全系の作動を要求する]起因事象は発生せず、1つまたは複数の安全系の作動性の劣化を伴う事象

両ケースにおいて、いくつかの安全系が一つの安全機能に寄与しているかもしれないことを念頭に置けば、安全系の作動性のレベルは、安全機能全体に対する作動性のレベルになる。評価値を決めるに当たって重要なのは、この安全機能の作動性のレベルである。

最初のケース[訳注：上記(1)]において、事象の評価は、基本的には、安全機能の作動性が低下する程度に依存する。しかし、この評価はまた、発生した特定の起因事象の発生頻度にも依存する。

第2のケース[訳注：上記(2)]において、プラントの通常運転からの逸脱は実際には起こらないが、劣化した安全系の作動が要求される起因事象の1つが実際に起こった場合、確認された安全機能の作動性の低下が、重大な影響をもたらす可能性がある。このような場合、事象の評価は以下の2項目の両方に依存することになる。

- 潜在的起因事象の発生頻度；
- 特定の安全系の作動性によって確保される安全機能の作動性

1つの特定の事象は、これらの両方のケース[訳注：上記(1)と(2)]に分類できる場合もあることに注意すべきである。(5.1.3節と5.1.4節及び事例35を参照)。

上記の原則について説明するため、外部電源喪失に対する防護が4台の非常用ディーゼル発電機によって供給されるような原子炉を考える。事故が起こるためには、事象が原子炉の安全性に影響を与え(この例では、外部電源喪失(LOOP))、かつ、その防護設備が故障する(この例では、すべてのディーゼル発電機が起動に失敗する)ものでなければならない。プラントの安全性に対する最初の影響(この例におけるLOOP)は「起因事象」と呼ばれ、ディーゼル発電機の応答は「安全機能の作動性」(この例では原子炉自動停止後の冷却)によって定義される。したがって、事故が起こるためには、起因事象が発生し、安全機能の作動性が不適切な場合である。

深層防護に基づく評価は、発生した事象が事故の発生にどれだけ近いか(すなわち、起因事象が起こったかどうか、その可能性はどの程度か、及び安全機能の作動性はどうか)を評価するものである。前記の例では、外部電源が失われたが、すべてのディーゼル発電機が期待どおりに起動した場合、事故が発生する可能性は低い。(そうした事象は評価尺度未満またはレベル0と評価される。)

同様に、1台のディーゼル発電機が試験中に故障したが、その他のディーゼル発電機は使用可能であり、かつ外部電源も利用可能であった場合、事故の発生する可能性は低い。(こうした事象もまた評価尺度未満またはレベル0と評価される。)

しかし、出力運転時にすべてのディーゼル発電機が1ヶ月間使用できなかったことが発見された場合、たとえ外部電源が利用可能であり、ディーゼル発電機の作動が必要とされなかった場合であっても、外部電源が喪失する確率が比較的高いため(他に安全設備がない場合、こうした事象はおそらくレベル3に評価される)、事故の発生する可能性は比較的高いことになる。

したがって、評価手順では、安全機能の作動を必要とする事象が発生したか(即ち、起因事象が起こっていたとしたら)、考えられる起因事象の発生の可能性はどの程度か、及び関係する安全機能の作動性はどうかを考慮することになる。

事象を評価する基本的なアプローチは、関係する起因事象の発生頻度と影響を受ける安全機能の作動性を明らかにすることである。その際には、適切な基本評価値を特定するために2つの表が用いられる(5.1.3 節と5.1.4 節を参照)。評価のそれぞれの側面に関する詳細なガイダンスを以下に示す。

5.1.1 起因事象発生頻度の特定

以下の4つの異なる起因事象の発生頻度が定義されている：

(1) 予期される (Expected)

プラントの寿命中に1回または数回発生することが予期される起因事象を示す。

($> 10^{-2}$ / 年)

(2) 起り得る (Possible)

これらは、発生することは予期されないが、プラントの寿命中に約1%を超える発生頻度(f)を有する起因事象 (10^{-4} /年 $< f < 10^{-2}$ /年)である。

(3) 起りそうにない (Unlikely)

これらは、上記より発生の可能性が低い ($< 10^{-4}$ /年) 事象であるがプラントの設計時に考慮されている起因事象である。

(4) 設計基準を超える (Beyond Design)

これらは、非常に発生頻度の低い起因事象で、プラントに関する従来の安全解析に通常含まれないものである。これらの起因事象に対して保護機能が導入される際には、必ずしも設計基準の起因事象に対処する場合と同じレベルの多重性または多様性を持たせるとは限らない。

各原子炉[訳注：原子炉のタイプ]には、安全解析の一部として起因事象に関するリストと分類があり、これらを事象の評価に用いるべきである。いろいろな原子炉システムに対して、これまでに用い

られてきた設計基準の起因事象の代表的な例が附属資料 に示されており、これらの発生頻度のカテゴリに分類されている。これらは、評価プロセスを適用する際の指針になり得るが、可能な限り、事象が発生したプラントに固有の起因事象と発生頻度を用いることが重要である。

制御系(安全系ではなく)で是正される軽微なプラントの変動は、起因事象に含まれない。しかし、制御系が原子炉を安定化させることに失敗した場合には、最終的に起因事象につながることもある。このような理由で、起因事象は当該の事象の起点となる事象とは異なるかもしれない(事例36を参照)が、他方で、数多くの異なる事象シーケンスがしばしば同一の起因事象の下でグループ分けされる。

多くの事象については、それぞれが評価につながるような1つ以上の起因事象を考慮する必要がある。そして、この事象の評価値は、各々の起因事象に関係する評価値の中で最も高いものとなる。例えば、原子炉での出力暴走は、原子炉保護機能の作動を要求する起因事象となり得るが、保護系の動作が成功すれば原子炉は停止するであろう。その際、原子炉トリップは、燃料の冷却機能を要求する起因事象として考慮することが必要となるであろう。

5.1.2 安全機能の作動性

原子炉運転の3つの基本的な安全機能は以下のものである。

- (1) 反応度の制御
- (2) 燃料の冷却
- (3) 放射性物質の閉じ込め

これらの機能は、静的設備(物理的バリアなど)及び動的設備(原子炉保護系等)により提供される。いくつかの安全系が特定の安全機能に寄与する可能性があり、1つの系統が利用できない場合であってもその機能を達成することができる。ある起因事象発生後、非安全系が特定の安全機能に寄与する可能性もある(以下の「(C) 適切」の定義に示される説明を参照)。同様に、安全機能の達成を確かなものとするために電源系、冷却系及び計装電源などの支援設備が必要となる。事象を評価する際、個々の系統の作動性ではなく、安全機能の作動性を評価することが重要である。系統または機器は、それが必要とされる機能を必要とされる方法で果たす能力を持つ時に作動可能であると判断される。

プラントの運転制限条件(OL&C)は、各安全系の作動性を支配する。大半の国々において、この運転制限条件は、プラントの技術仕様に含まれる。

特定の起因事象に対する安全機能の作動性は、その機能を果たすために設置された安全系のすべての機器が完全に作動可能な状態から、安全機能を達成するのに作動性が不十分な状態まで及んでいる。事象評価の枠組を提供するために、以下に示す4つの区分の作動性が考慮されている。

A 正常 (Full)

これは、特定の起因事象に対処し、その影響を制限するよう設計により備えられたすべての安全系及び機器が、完全に作動可能な場合(すなわち多重性または多様性が全て利用可能であること)である。

B. 運転制限条件以内 (Minimum Required by OL&C)

これは、安全機能を果たすのに必要とされるそれぞれの安全系の作動性が、運転制限条件で決められている通りに(恐らく限られた時間内で)出力運転の継続が可能であるレベルを満たしている場合である。

この作動性のレベルは、一般に、プラントの設計で考慮されるすべての起因事象に対し、安全機能を達成することができる種々の安全系の最低限の作動性に相当する。しかし、特定の起因事象に対しては、多重性と多様性が依然として存在していることもある。

C. 適切 (Adequate)

これは、検討対象の起因事象により要求される安全機能を果たすために必要となる安全系の少なくとも1つの作動性が、その安全機能を達成するために十分な場合である。

いくつかのケースでは、カテゴリBとC[訳注:「運転制限条件以内」と「適切」]が同じであることもある(すなわち、すべての安全系が運転制限条件の要求を満たしていなければ、その作動性は不適切である)。別のケースでは、カテゴリC[訳注:「適切」]は運転制限条件によって求められる作動性より低いレベルとなる。1つの例は、運転制限条件によって多様な安全系それぞれが作動可能であることが求められるが、1つの安全系しか作動可能でない場合である。また、別の例は、安全機能を保証するために設計されたすべての安全系が短時間において作動不能となるが、その間、安全系が運転制限条件を満たしていないにもかかわらず、当該の安全機能が依然として確保されるような場合もある。(例えば、発電所の全停電が短時間起こった場合、「燃料冷却」の安全機能は確保される)。そうした設備の有効性を特定する際には、適切な是正措置を特定し、実施するのに利用可能な時間と、それに必要とされる時間を考慮することが重要である。

非安全系の作動性により、安全機能が「適切」となる可能性もある(事例40を参照)。非安全系が当該の事象時に動作可能であることが実証された(または既知である)場合に非安全系を考慮することができる。しかし、非安全系の作動性は、安全系と同様の方法で管理され、試験が行われていないため、非安全系を含める際には注意を払わなければならない。

D. 不適切 (Inadequate)

これは、安全系の作動性が、検討対象の起因事象に対して要求される安全機能を達成できる安全系が全くないという状態にある場合である。

作動性カテゴリC[訳注：適切]とD[訳注：不適切]はある範囲のプラント状態を表しているが、カテゴリA[訳注：正常]とB[訳注：運転制限条件以内]は個々の作動性を表しているという点に注意すべきである。したがって、実際の作動性は作動性のカテゴリAとBによって定められるもの間にあることもある(すなわち、作動性は「正常」より低いレベルであるが、出力運転の継続を許容する最低限のレベルは上回る)。これについては5.1.3 節で検討する。

5.1.3 実際の起因事象を伴う事象の基本レベルの評価

基本評価値を得るために、まず安全系に対する実際の作動要求(実際の起因事象)があったかどうかを判断する。作動要求があった場合、本節が該当するが、そうでなければ5.1.4節が当てはまる。起因事象が発生し、この起因事象によって作動要求を受けない安全系の作動性の低下が明らかになった場合(例えば、外部電源喪失を伴わない原子炉トリップ時にディーゼル発電機の作動性低下が明らかになった場合)には、この両方の節を用いて事象を考慮することが必要となることもある。

起因事象につながる恐れのある潜在的な故障を伴う事象(例えば構造的欠陥の発見や運転員の措置によって終息された小漏洩など)に対しては、同様のアプローチが用いられるが、潜在的な起因事象が起こる可能性を考慮することも必要になるかもしれない。これについては5.1.5節で述べられている。

5.1.3.1 評価の根拠

実際の起因事象を伴う事象に関する適切な評価を表9に示す。この表に示される値の根拠は以下のとおりである。

明らかに、安全機能が「不適切」であれば、事故が起こってしまうことが考えられ、その実影響に基づいて評価する必要がある。そうした評価は、レベル3を十分超えることもありうる。しかし、深層防護では、レベル3が最も高い評価値である。このため表9では「3+」で表される。

安全機能の作動性がまさに「適切」であれば、更なる故障が重なって事故につながる可能性があるため、レベル3が妥当である。しかし、別のケースでは、たとえ作動性が運転制限条件以内であったとしても、しばしば運転制限条件の要求により依然としてかなりの多重性または多様性が確保されているため、特に「予期される」起回事象についてはまさに「適切」な状況をかなり上回る可能性がある。したがって、表9においては、「予期される」起回事象と「適切」な安全機能に対し、レベル2または3が示されているが、作動性がまさに「適切」をどの程度上回るかによっていずれかが選択される。「起りそうにない」起回事象の場合、運転制限条件により必要とされる作動性はまさに「適切」となる可能性が高く、したがって一般に「適切」な作動性に対してレベル3が妥当であろう。しかし、特定の起回事象で多重性が存在する場合もあるため、したがって表9にはすべての起回事象の発生頻度についてレベル2または3が示されている。

安全機能の作動性が「正常」であり、「予期される」起回事象が起こった場合、表9に示されるように、この事象は明らかに評価尺度未満またはレベル0と評価されるはずである。しかし、「起り得る」、または「起りそうにない」起回事象の発生は、たとえ安全系にかなりの多重性があるとしても、深層防護における重要部分の1つ（即ち、起回事象の発生防止）の故障を表している。そのため表9では「起り得る」起回事象についてはレベル1、「起りそうにない」起回事象についてはレベル2を示している。

安全機能の作動性が「運転制限条件以内」である場合、既に述べたように、幾つかのケースでは、「起り得る」起回事象及び特に「起りそうにない」起回事象に対し、更なる多重性が存在しない。したがって、残っている多重性に依存して、レベル2または3が妥当である。「予期される」起回事象については、更なる多重性があるため、低い方の評価値が提案される。表9にはレベル1または2が示されているが、ここでもまた評価値の選択は、安全機能における更なる多重性に依存するべきである。安全機能の作動性が「運転制限条件以内」を上回るが「正常」に満たない場合、「予期される」起回事象に対して利用可能なかなりの多重性と多様性があるかもしれない。そのような場合には、評価尺度未満またはレベル0の方が妥当であろう。

表 9. 実際の起回事象を伴う事象

安全機能の作動性	起回事象の発生頻度		
	(1) 予期される	(2) 起り得る	(3) 起りそうにない
A 正常	0	1	2
B 運転制限条件以内	1 又は 2	2 又は 3	2 又は 3
C 適切	2 又は 3	2 又は 3	2 又は 3
D 不適切	3+	3+	3+

5.1.3.2. 評価手順

前節で述べられた背景を受け、以下の手順を用いて事象を評価すべきである。

- (1) 発生した起因事象を明らかにすること
- (2) その起因事象に割り当てられる発生頻度のカテゴリを決めること。適切なカテゴリを決定する際に関係するのは、当該のプラントに対する安全ケース(プラント及びその運転範囲に関する安全の根拠)において仮定された発生頻度である。
- (3) 起因事象によって作動を要求される安全機能の作動性に関するカテゴリを決定すること。
 - (a) 起因事象によって作動を要求される安全機能のみを考慮することが重要である。他の安全系の劣化が発見された場合には、当該の安全系の作動を要求するであろう起因事象を用い5.1.4節の「実際の起因事象を伴わない事象」に関する節を適用して評価を行うべきである。
 - (b) 作動性が運転制限条件内にあるかどうかを決定する際、考慮しなければならないのは、当該事象発生時において適用されるものではなく、事象発生以前の作動性要求事項である。
 - (c) 作動性が運転制限条件以内にあるが、まさに「適切」である場合には、更なる多重性はないため作動性のカテゴリC[訳注：「適切」]を用いるべきである。(本節の最初の方のパラグラフを参照)
- (4) 次に、事象の評価値は、表9から決定すべきである。評価値の選択肢が示されている場合には、検討対象の起因事象に対して使用可能な安全機能の多重性及び多様性の程度に基づいて選択すべきである。
 - (a) 安全機能の作動性がまさに「適切」である場合(すなわち、さらに1つの故障が発生したら事故につながる可能性があった場合)、レベル3が妥当である。
 - (b) 表9のB(1)において、依然としてかなりの多重性及び/または多様性が使用可能である場合、低い方の評価値が妥当である。
 - (c) いくつかの原子炉設計では、「予期される」起因事象に対して、多くの多重性と多様性が利用できる。安全機能の作動性が「運転制限条件以内」をかなり上回るが、「正常」を僅かに下回る場合、評価尺度未満またはレベル0の方がより適切である。

「設計基準を超える」起因事象は表9には含まれていない。こうした起因事象が起これば、事故が発生する可能性があり、実際の影響に基づく評価が要求される。そうでない場合、防護機能を果たす系統の多重性に依存するが、深層防護に基づき、レベル2または3が妥当である。

火災、溢水、津波、爆発、ハリケーン、竜巻、または地震など内部及び外部のハザードの発生は、この表9を用いて評価することができる。ハザード自体を起因事象と見なすべきではないが、ハザードは起因事象または安全系の劣化あるいはその両者を引き起こす可能性があるため、依然として作動可能である安全系は、発生した起因事象及び/または潜在的な起因事象に照らして評価すべきである。

5.1.4 実際の起因事象を伴わない事象の基本的レベルの評価

前節に述べたように、基本的評価値を得るため、まず安全系に対する実際の作動要求があったかどうか(実際の起因事象)を判断する。起因事象が発生したのであれば、5.1.3 節が該当し、そうでなければ本節が該当する。起因事象が発生し、この起因事象によって作動要求を受けない安全系の作動性の低下が明らかになった場合(例えば、外部電源喪失を伴わない原子炉トリップによってディーゼル発電機の作動性の低下が明らかになった場合)には、これら両方の節を用いて事象を評価することが必要かもしれない。

安全系の動作不能につながった可能性のある潜在的な故障を伴う事象(例えば構造的欠陥の発見など)に関しては、同様のアプローチが用いられるが、安全系の動作不能の起こりやすさを考慮する必要がある。これについては5.1.5 節で説明する。

5.1.4.1 評価の根拠

実際の起因事象を伴わない事象に関する評価値を表10に示す。この表に示される値の根拠は以下のとおりである。

事象の評価値は、安全機能が劣化する程度と、それらの作動を必要とする起因事象の発生頻度に依存することになる。厳密に言えば、それは安全機能が劣化している期間中に起因事象が発生する可能性であるが、通常、この手法では、こうした期間を考慮しない。しかしながら、劣化期間が非常に短い場合、表10に示されるレベルより低いレベルが適切となりうる(5.1.4.2. 節参照)。

安全機能の作動性が「不適切」の場合、起因事象が起こらなかったため事故の発生が防止されたにすぎない。このような事象に関しては、「予期される」起因事象に対して安全機能が必要とされる場合、レベル3が妥当である。「起り得る」または「起りそうにない」起因事象に対して「不適切」な安全機能が必要とされる場合には、事故の発生する可能性はかなり低いため、明らかに低い方のレベルが適切となる。この理由から、表10では「起り得る」起因事象に対してレベル2、「起りそうにない」起因事象に対してレベル1を示している。

選択される評価値は、安全機能が「不適切」な場合よりも「適切」な場合の方が明らかに低くなるはず

である。したがって、「予期される」起因事象に対して安全機能が要求され、かつ、その作動性が「適切」な場合には、レベル2が妥当である。しかし、数多くのケースにおいて、運転制限条件内にはないが安全機能の作動性が「適切」をかなり上回る[訳注:「適切」ほど悪くない]ことがある。この理由は、「運転制限条件以内」の作動性が、しばしば幾つかの「予期される」起因事象に対する多重性及び/または多様性を含んでいるためである。このような状況では、レベル1の方がより適切である。したがって、表10にはレベル1または2の選択肢が示されている。残っている多重性及び/または多様性によって適切な値を選択すべきである。

「起り得る」か、または「起りそうにない」起因事象に対して安全機能が要求される場合、「不適切」な安全系に対して導き出されたレベルを1つだけ下げることにより、「起り得る」起因事象についてはレベル1、「起りそうにない」起因事象については評価尺度未満またはレベル0が与えられる。しかし、運転制限条件によって必要とされるレベル未満に安全系の作動性が低下した状態を、評価尺度未満またはレベル0とするのは適切と考えられない。したがって、表10には「起り得る」起因事象と「起りそうにない」起因事象の両方に対してレベル1が示されている。

安全機能の作動性が「正常」または「運転制限条件以内」であれば、プラントはその安全運転範囲内にあることになり、すべての起因事象の発生頻度に対して評価尺度未満またはレベル0が適切となる。したがって、表10では行AとBの各セルに評価尺度未満またはレベル0が示されている。

表 10. 実際の起因事象を伴わない事象

安全機能の作動性	起因事象の発生頻度		
	(1) 予期される	(2) 起り得る	(3) 起りそうにない
A 正常	0	0	0
B 運転制限条件以内	0	0	0
C 適切	1 又は 2	1	1
D 不適切	3	2	1

5.1.4.2 評価手順

前節で述べられた背景のもとに、以下の手順を用いて事象を評価すべきである。

- (1) 安全機能の作動性のカテゴリを決定すること。
 - (a) 作動性は「適切」ではあるが、依然として運転制限条件内にある場合、プラントがその安全運転範囲内に維持されていたため、カテゴリ B [訳注：「運転制限条件以内」]を用いるべきである。
 - (b) 事実上、安全系または機器は、4つの作動性のカテゴリのいずれかによっても完全には記述できない状態にある場合があり得る。安全機能の作動性は「正常」を下回っているが、「運転制限条件以内」を上回っているか、あるいは、系統全体は利用可能であるが指示の喪失によって作動性が低下していることもありうる。こうしたケースにおいて、評価値の取り得る範囲を与えるために、関連する複数のカテゴリを用いるべきであり、かつ妥当な評価値を決定するために判断を用いるべきである。
- (2) 安全機能が必要とされる起回事象の発生頻度のカテゴリを決定すること。
 - (a) 関係する複数の起回事象がある場合には、それぞれを考慮しなければならず、最も高い評価値を与える起回事象を用いるべきである。
 - (b) 発生頻度が2つのカテゴリの境界にある場合、評価値の取り得る範囲を与えるために両方のカテゴリを用いることができ、その上である種の判断を適用することが必要となろう。
 - (c) ハザードに対する防護のために設置された系統に関しては、そのハザードを起回事象と考えるべきである。
- (3) 事象の評価値を表10から決定すべきである。
 - (a) 安全系機器の試験間隔と比較して作動不能期間が非常に短い場合（例えば、月1回の試験を行う機器に対して2～3時間）は、当該事象の基本評価値を下げることを検討すべきである。
 - (b) 評価値の選択肢が示されている表のC(1)では、作動性がまさに「適切」であるかどうか、または検討対象の起回事象に対して安全機能の多重性及び/または多様性が依然として存在するかどうかに基づいて選択を行うべきである。

「設計基準を超える」起回事象は表10には含まれていない。影響を受ける安全機能の作動性が「運転制限条件以内」を下回る場合には、レベル1が妥当である。作動性が運転制限条件の要求内にあるか、または系統の作動性に対して運転制限条件による制限を規定されていない場合には、評価尺度未満/レベル0が妥当である。

5.1.5 潜在的な事象（構造的な欠陥を含む）

一部の事象は、それ自体で、起回事象の発生または安全系の作動性の低下をもたらすことはないが、こうした事象の発生の可能性を高めることになる。その例としては、構造的な欠陥の発見、または運

転員によって止められた漏洩がある。これら事象を評価するための一般的なアプローチは次のようになる。最初に、潜在的な事象を実際に発生したものと仮定し、5.1.3節または5.1.4節を用いて、その時点で存在していた安全設備の作動性に基づき、その事象の重大性を評価すべきである。節の選択は、その潜在的な事象が起因事象であったのか、それとも安全機能の低下であったのかに依存する。第2に、その潜在的な事象が実際に起こった事象から進展した可能性に基づき、評価値を引き下げるべきである。どのレベルに評価を引き下げるかは、判断に基づくものでなければならない。

潜在的な事象の最も一般的な例の1つは、構造的欠陥の発見である。サーベイランスプログラムは、構造的欠陥を、その規模が受け入れられないものとなる前に特定することを目的とする。この欠陥が許容以内であれば、評価尺度未満/レベル0が妥当であろう。

サーベイランスプログラムの下での予想を上回る欠陥が発見された場合、事象の評価において次の2つの要素を考慮する必要がある。

まず、欠陥が当該機器の故障に至ったものと仮定し、5.1.3. 節または5.1.4. 節を適用することによって、当該事象の評価値を決定すべきである。欠陥が安全系に存在する場合、5.1.4. 節を適用することにより、その事象の基本評価値が与えられることになる。共通要因故障の可能性を考慮することが必要な場合もある。欠陥を含む機器の故障により、起因事象が発生した可能性がある場合、5.1.3. 節を適用することで当該事象の基本評価値が与えられる。欠陥が停止時に見付かったものであっても、それが存在した可能性のある時期を通してその重要度を考慮しなければならない。

このようにして得られた潜在的な事象の評価値は、次に、その欠陥が機器の故障に至ったであろう可能性に依存し、かつ、5.2.節に述べる付加的要因について考慮することによって調整すべきである。

5.1.6 評価尺度未満/レベル0の事象

一般に、上述の手順を適用することによって、より高い方の評価値にならない場合にのみ、事象を評価尺度未満/レベル0に分類すべきである。しかし、5.2.節に述べる付加的要因がいずれも適用されない場合において、以下のタイプの事象が評価尺度未満/レベル0として区分される典型的なものとなる：

- 正常に進展した原子炉トリップ；
- プラントの安全性に影響を及ぼさない安全系の誤動作で、運転に正常復旧した場合¹⁷；
- 漏洩率が運転制限条件内の冷却材漏洩；
- 計画された定期検査又は試験の際に発見された多重系における単一故障または機器の動作不能。

5.2 付加的要因の考慮

特定の状況は、深層防護の異なる層に同時に影響を与える可能性があり、それらは、結果的に、付加的要因と見なすことになる。この付加的要因により、ある事象を、前述のガイダンスから得られた評価値の1つ上のレベルと評価しなければならないことを正当化することができる。

このような役割を果たす主な付加的要因は以下の通りである。

- 共通要因故障
- 手順上の不備
- 安全文化の問題

これらの付加的要因を考慮しなければ、それ自体、安全上重要ではなくても、付加的要因によりレベル1と評価することができる。

これらの要素による基本評価値の格上げを行う際には、以下の側面を考慮する必要がある。

- (1) すべての付加的要因を考慮して、事象の評価値を1つだけ引き上げることができる。
- (2) 上記の要因のいくつかは既に基本評価値に含まれているかもしれない（例えば共通要因故障など）。したがって、こうした故障が二重にカウントされないように注意することが重要である。
- (3) 事象に対しをレベル3を超えて引き上げることはできない。深層防護に対するこの上限レベルは、他にもう1件の事象（「予期される」起因事象または更なる機器故障のどちらか）が起っていれば事故が発生していた状況にのみ適用すべきである。

¹⁷ 誤動作には、制御系の不具合、計器のドリフト、あるいは個人の人的過誤による安全系統の作動が含まれる。しかし、プラント内の他の場所からの意図しない行為によって生じた物理的パラメータの変動により動作した安全系の作動は、安全系の誤動作とは見なさない。

5.2.1 共通要因故障

共通要因故障は、単一の特定事象又は原因の結果として多くの装置又は機器がその機能を果たすことに失敗することである。とりわけ、この故障は、同じ安全機能を果たすことを目的とする多重性を有する機器又は装置の故障を引き起こす可能性がある。これは、安全機能全体の信頼性が予想を大きく下回る可能性があることを意味する。したがって、ある機器に影響を及ぼす事象によって他の類似の機器に影響を与える潜在的な共通要因故障が明らかになった場合、その事象の苛酷さは、機器の偶発故障に伴う事象よりも高くなる。

情報の欠如又は誤解を招く情報によって、幾つかの系統を作動させるにあたり困難が生じるような事象についても、共通要因故障に基づく評価値の格上げの対象として考慮することができる。

5.2.2 手順上の不備

手順が不適切であったために、深層防護の幾つかの層に対する影響が同時に発生するかもしれない。したがってこのような手順上の不備も、基本評価値の格上げに対する理由となり得る。

この例には以下が含まれる。

- 事象に対処するために運転員に与えられた誤った又は不適切な指示。(例えば、これは、1979年にスリーマイル島の事故の際に発生した。安全注入が作動した場合において運転員が使用していた手順は、加圧器の気相における冷却材喪失という特殊な状況において適切なものではなかった。)
- 通常の手順では発見されない異常や試験間隔をはるかに超える系統 / 設備の利用不能により明らかとなったサーベランス計画の欠陥。

5.2.3 安全文化の問題

安全文化は、「全てに優先して、防護と安全の問題が、その重要性に相応しい注意を集めることを確保する組織及び個人の特性と態度を集約したもの」として定義されている。良好な安全文化は異常な事象の防止に役立つが、その一方で安全文化の欠如は、運転員が設計の想定に沿わない方法で行動するという結果を招きかねない。したがって、安全文化は、深層防護の一部として考慮しなければならず、結果的に、安全文化における問題は、事象の評価値を 1 レベル引き上げることを正当化することができる。(INSAG 4 [7] には、安全文化に関する更なる情報が示されている。)

安全文化の問題による評価値の格上げに価値を見出すため、その事象を安全文化の問題を有する実際の指標と考えなければならない。

5.2.3.1. 運転制限条件の違反

安全文化の問題に関して最も容易に定められた指標の1つは、運転制限条件の違反である。

運転制限条件(OL&C)では、原子炉の運転が安全要件の範囲内に維持されるよう、安全系の最低限の作動性を示している。これには限られた時間内における安全系のアベイラビリティ(利用可能性)が低下した状態での運転も含まれる。ほとんどの国において、運転制限条件は技術仕様に含まれている。更に運転制限条件が満たされない場合には、復旧のために許容される時間及び適切な代替措置状態を含め、取るべき対応が技術仕様に記載されている。

系統のアベイラビリティがカテゴリB[訳注:「運転制限条件以内」]に対して定められた値を下回っていることが分ったが(例えばルーチンテスト後)、原子炉は技術仕様に従って安全な状態に移行されている場合、5.1.3節および5.1.4節で述べられた通りにその事象を評価すべきであるが、技術仕様の要件に従っているため、その基本評価値を引き上げることはすべきでない。

安全機能の作動性がカテゴリB[訳注:「運転制限条件以内」]に対して定義された範囲内にあるが、運転員が(技術仕様で定められる)許容時間を超えてそのアベイラビリティ状態に保持した場合、基本評価値はレベル0であるが、安全文化の問題により、評価値をレベル1に引き上げるべきである。

同様に、運転員がプラントのアベイラビリティを運転制限条件から外れるように導く意図的な対応を取った場合、安全文化の問題による当該事象の基本評価値の格上げについて検討すべきである。

正式な運転制限条件に加えて、一部の国では、機器の長期的な安全に係る制限など更なる要求を技術仕様に取り入れている。こうした制限値を短時間超えた事象については、評価尺度未満/レベル0がより適切となるかもしれない。

5.2.3.2. その他の安全文化の問題

安全文化問題に関する指標の他の例には以下のものがある:

- 事前承認がない手順の違反;
- 品質保証プロセスの欠如;
- 人的過誤の繰り返し;

- 単一事象に起因した法定年間線量限度を超える公衆の被ばく；
- 法定年間線量限度を超える放射線作業従事者または公衆の累積被ばく；
- 環境への放出、汚染の拡大、あるいは線量管理システムの故障を含む、放射性物質に対する適切な管理維持の失敗；
- 最初の事象後、教訓が得られたこと、又は是正措置が講じられたことを確実にするため、運転員が十分注意を払わなかったことによる[訳注：注意を払うべきところを払わなかったことによるもの]事象の繰り返し。

本ガイダンスの趣旨は長期にわたる詳細な評価を開始するためではなく、事象の評価を行う者が迅速に判断できるかどうか検討するためであることを留意することが重要である。事象発生後すぐに、安全文化によって、その事象の評価値を引き上げるべきか否かを判断することは往々にして難しい。このような場合、その時点で判明しているものに基づき暫定的な評価値を提示すべきであり、その後、詳細な調査で得られた安全文化に関係する追加情報を、最終評価で考慮することができる。

5.3 実事例

事例27. 制御棒の落下後の原子炉スクラム - 評価尺度未満 / レベル0

事象の概要

原子炉は定格出力運転中であつた。制御棒の定期サーベイランス試験として実施された停止棒バンクを動かしていた際、出力領域中性子束の“変化率高”信号により原子炉がスクラムした。これにより、タービンおよび発電機が自動トリップした。

制御棒の操作は直ちに中止され、制御棒位置は制御棒位置検出器により確認された。試験中の停止棒バンクの中の、4本の制御棒が、原子炉停止前に落下していたことが分かった。

“変化率高”信号は計器故障に対する保護のために備えられたもので、如何なる設計基準故障に対する保護機能としての要求はされていなかった。

制御棒駆動機構の制御回路を検査した結果、不具合の原因はプリント基板の欠陥によるものであることが判明した。

故障した基板は予備の基板と交換され、制御回路の健全性を確認した後、通常運転が再開した。

評価の説明

基準	説明
2及び3 実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
5.1.1. 起因事象の発生 頻度	制御棒の偶発的落下は安全機能の作動を要求するものではないため起因事象ではない。原子炉トリップは起因事象(頻度分類 - 「予期される」)である。
5.1.2. 安全機能の 作動性	「燃料の冷却」という安全機能は「正常」であったと分類された。
5.1.3. および5.1.4. 基本評価	実際の起因事象が発生した。5.1.3節から表9のボックスA(1)が適切であり、評価尺度未満/レベル0という基本評価値となる。
5.2. 付加的要因	格上げする理由はない。
総合的な評価：	評価尺度未満/レベル0

事例28 出力運転中の燃料交換時における原子炉冷却材漏えい - レベル1

事象の概要

定格出力運転中に通常の燃料交換を行っていたところ、燃料交換室で1.4 t/h の重水冷却材の漏洩が発生した。運転員は、東側の燃料交換ブリッジが40cm落下しているのを確認した。原子炉は停止、冷却された。冷却材圧力は、他のプラントからの水の補給とサンプルからの回収水により維持された。全漏洩量は、22 t (保有水量の約10%)であった。1時間後に放射能高により格納容器が隔離されたことを除いて、安全系統設備の作動は要求されなかった。環境への放射性物質の異常な放出はなかった。この問題の原因は、サーベイランス・プログラムによって点検されなかったインターロックの故障によるものであった。

評価の説明

基準	説明
2及び3 実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
5.1.1. 起因事象の発生頻度	ごく少量の原子炉冷却材の漏洩があったが、運転員の措置により保有水が維持されたため、安全機能への作動要求はなかった。したがって実際の起因事象はなかった。
5.1.2. 安全機能の作動性	もし漏洩が小LOCAに進展していたとしても、必要な安全機能はすべて正常に使用可能な状態にあった。
5.1.3. および5.1.4. 基本評価	実際の起因事象はなかった。5.1.4.節から、表10のA列が適切であり、レベル0という基本評価値となる。5.1.5.節のガイダンスを用いても漏洩は制御されなかったため、小LOCA（発生頻度：起り得る）につながった可能性がある。表9のボックス A(2)から、当該潜在的事象の評価値はレベル1であったと思われる。運転員が漏洩の制御に失敗する可能性は低いため、この評価値はレベル0に下げられるべきである。
5.2. 付加的要因	このインターロックはサーベイランスプログラムによって点検されていなかった。また、この不備は、本事象が起こる前に知られていた。これらの理由から、本事象は、レベル1に格上げされた。
総合的な評価：	レベル1

事例29 弁の閉位置放置による格納容器スプレイの使用不能 - レベル1

事象の概要

この2ユニットの発電所では、共用の非常用炉心冷却系（ECCS）および関連する自動安全動作について必要な試験を行うため、2基の原子炉とも年に一度停止する必要がある。

これらの試験は、通常、2基の原子炉の内の1基が燃料取替のための冷温停止中に行われる。

10月9日に、1, 2号機に対してこの試験が行われた。1号機は燃料取替のため冷温停止状態に維持され、2号機は10月14日に出力運転を再開していた。11月1日、安全系統設備の弁の月例点検中に、格納容器スプレイポンプ吐出側の4つの弁が閉じているのを発見した。これらの弁は、10月9日の試験以降、関連する試験手順の規定に反して、開位置に戻されていなかったものと結論付けられた。

このように、2号機は18日間にわたって格納容器スプレイ系が使えない状態で運転されていた。本事象の原因は、ヒューマンエラーであると結論付けられた。しかしながら、このヒューマンエラーは、通常よりも長い(故障対策実施のため)試験期間の終了時に発生しており、実施した措置に関してより公式の報告がなされていれば極めて有益であったことが認識された。

評価の説明

基準	説明
2及び3 実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
5.1.1. 起回事象の発生頻度	実際の起回事象はなかった。低下していた安全機能に作動を要求するような起回事象は、大LOCA(「起りそうにない」)であった。
5.1.2. 安全機能の作動性	「閉じ込め」という安全機能の作動性が低下した。安全機能の作動性は、「運転制限条件以内」を下回っていたが、多様性のある系統が使用可能であったため、「適切」を上回っていた。
5.1.3. および5.1.4. 基本評価	実際の起回事象は発生しなかった。5.1.4 節から、表10のボックスC(3)が適切であり、レベル1という基本評価値となる。
5.2. 付加的要因	この異常はヒューマンエラーにより起ったものであるが、安全文化の問題を理由に格上げするのは、適切でない考えられる。(5.1.4. 節では、基本評価に対してレベル0ではなくレベル1を選んだ際に既に運転制限条件に違反があったことを考慮したと説明されている。)
総合的な評価：	レベル1

事例 30 加圧器逃がしタンクのラプチャーディスクからの一次冷却材漏えい - レベル1

事象の概要

プラントは高温停止状態に移行されていた。残留熱除去系(RHR)は、設備変更作業後の系統試験を行うために隔離され、一部排水された状態にあったため、使用不能であった。

加圧器スプレイ系統の定期性能試験が行われており、原子炉冷却系圧力は159 barであった。午後4時00分頃に、加圧器逃がしタンク圧力高の警報が作動した。体積制御タンクの水位が低下し、これにより、推定1.5 m³/hの原子炉冷却材漏洩が示された。作業員は漏洩箇所を特定するために、原子炉建屋内に入り、原子炉冷却系の弁軸（温度検出器用バイパス・ラインの手動弁）から漏洩しているものと結論付けた。作業員は弁のハンドルを使って、弁体をバックシート位置にすることで、当該弁からの漏えいがないことを確認した。（実際には、この弁は正しく着座していなかった。）

漏えいは継続し、午後6時00分に保守要員が召集されたが、保守要員も漏えい源を特定することができなかった。

この間、加圧器逃がしタンク内部の圧力および温度の上昇が続いた。運転員は、フィード・アンド・ブリード操作（すなわち、低温の補給水を注入し原子炉冷却材ドレン回収タンクに排水する操作）を行って温度を50 未満に維持した。また、並列に設置された2台のポンプにより、この流出水を原子炉建屋からホウ酸回収装置タンクに移送した。

午前9時00分頃、放射能検出器が原子炉建屋の放射能レベルの上昇を示した。午前9時56分、格納容器部分隔離の設定点に達した。その結果、格納容器内の原子力施設排気・排水系の弁が閉じた。この時点で、流出水はホウ酸回収装置に移送できなくなった。

加圧器逃がしタンク内部の圧力は、午後9時22分にラブチャーディスクが破裂するまで上昇が続いた。加圧器逃がしタンク内の温度を50 付近に維持するために、午後11時36分まで、水の補給を続けなければならなかった。午前1時45分、原子炉建屋内の放射能レベルが格納容器隔離の設定点以下まで低下した。

午前2時32分、原子炉冷却系の圧力は25barであった。原子炉は未臨界の高温停止状態に移行され、熱除去は蒸気発生器によって行なわれたが、残留熱除去（RHR）系は依然使用不能のままであった。

RHR系は午前10時54分に回復し、午前11時45分に原子炉冷却系の漏洩していた弁を遠隔制御により切り離し再着座させることで漏洩を止めた。

評価の説明

基準	説明
2及び3 実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
5.1.1. 起因事象の発生頻度	非常用炉心冷却系への作動要求がなかったため、実際の起因事象は発生しなかった。最初の漏洩は、通常の補給水系により制御された（5.1.1.節参照）。
5.1.2. 安全機能の作動性	漏洩が小LOCAに発展したとしても、要求される全ての安全系は、正常に使用可能な状態であった。
5.1.3.および5.1.4.基本評価	実際の起因事象はなかった。5.1.4. 節から、表10のボックスAが適切であり、評価尺度未満/レベル0という基本評価値となる。5.1.5. 節のガイダンスを用いると、運転員による措置がなければ漏洩は悪化し、小LOCA（発生頻度：「起り得る」）に至ったであろう。表9のボックスA(2)から、当該潜在的事象の評価はレベル1であったと思われる。潜在的事象の発生の可能性は低いいため、この評価値はレベル0 に下げられるべきである。
5.2. 付加的要因	格納容器隔離という疑似の起因事象により操作上の困難が生じ、誤った情報が与えられた。こうした理由により、本事象はレベル1 に格上げされた（5.2.1節参照）
総合的な評価：	レベル1

事例 31. 燃料交換中の燃料集合体の落下 - レベル1

事象の概要

燃料交換作業中に新しい燃料集合体をセルから持ち上げた後、燃料交換機のテレスコープビームが自然に引き抜け、新燃料集合体が燃料交換機フラスコの中央チューブ上に落下した。インターロックは設計通りに作動し、燃料損傷や減圧も発生しなかった。

評価の説明

基準	説明
2及び3 実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
5.1.1. 起因事象の発生頻度	本事象は、未照射燃料だけに関わるものであるが、照射燃料でも起る可能性があった。このため燃料集合体1体の落下は、「起り得る」起因事象として見なされる。
5.1.2. 安全機能の作動性	安全系は全て正常に使用可能であった。
5.1.3.および5.1.4.基本評価	実際の起因事象が発生した。5.1.3 節から、表9のボックスA(2)が適切であり、レベル1という基本評価値となる。6.3.8節のガイダンスを用いても同じ評価になる。
5.2. 付加的要因	格上げする理由はない。
総合的な評価：	レベル1

事例 32. 局所過大出力検出器の較正不良 - レベル1

事象の概要

停止系1及び2の局所過大出力検出器に関する定期較正中、間違った較正係数が用いられた。原子炉出力は100%であったにもかかわらず、使用された較正係数は、96%出力用の値であった。この較正エラーは、約6 時間後に発見され、その時点で全ての検出器は100%出力運転用の正しい値に再較正された。従って、両停止系に対するこのパラメータによる原子炉トリップの有効性が約6時間にわたって低下していた。なお、本事象中、多重性を有する代替の原子炉トリップパラメータは使用可能であった。

評価の説明

基準	説明
2及び3 実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
5.1.1. 起因事象の発生頻度	起因事象は発生しなかった。原子炉保護系は、「予期される」起因事象に対して要求されるものであった。
5.1.2. 安全機能の作動性	保護系の作動性が低下していた。安全系統設備の作動性は「運転制限条件以内」を下回っていたが、多重性のある第二のトリップパラメータが使用可能な状態にあったため、「適切」な状況を上回っていた。なお、較正不良検出器でも、殆どの異常状態に対する保護機能を果たしたであろう。
5.1.3.および5.1.4.基本評価	起因事象は発生しなかった。5.1.4.節から、表10のボックスC(1)が適切であり、レベル1または2となる。作動性が「適切」をかなり上回っていたため、レベル1が選択された。
5.2. 付加的要因	基本評価値を調整する必要があるか否かを考えるに際、異常が短時間だけ存在したことを考慮することが適切である。一方、手順に不備があった。そのため、評価値はレベル1のままにすることとなった。
総合的な評価：	レベル1

事例 33. 定期試験中の安全系トレインの故障 - レベル1

事象の概要

プラントは定格出力運転中であった。1台のディーゼル発電機に関する定期試験において、当該ディーゼル発電機の制御系に故障が発生した。ディーゼルは、保守のため約6時間の間、使用不可能となり、その後復帰した。技術仕様は、1台のディーゼル発電機を供用から外す場合には、他の2つの安全系トレインの試験を行うよう求めている。当時、この試験が実施されなかった。後になって、他の安全系トレインの試験を実施し、使用可能であることが確認された。

評価の説明

基準	説明
2及び3 実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
5.1.1. 起因事象の発生頻度	起因事象は発生しなかった。ディーゼル発電機は、外部電源喪失（「予期される」）に対して要求される。
5.1.2. 安全機能の作動性	二つのトレインが使用可能な状態であったため、作動性は「運転制限条件以内」を下回っていなかった。実際に行われた追加試験により、2つのトレインが使用可能であることが示された。
5.1.3.および5.1.4.基本評価	起因事象は発生しなかった。5.1.4.節から、表10のボックスB(1)が適切であり、評価尺度未満/レベル0という基本評価値となる。
5.2. 付加的要因	作業員が正当な理由なしで、技術仕様に違反したため、本事象はレベル1に格上げされた。
総合的な評価：	レベル1

事例 34. 配管系統破損による影響を緩和できない可能性のある溢水事象に対するプラント設計 - レベル1

事象の概要

規制検査によって、内部溢水による影響が適切に対処されていないことが確認された。

想定されるプラント設備の故障による具体的な溢水事象を扱う文書は存在したが、当該のプラントの当初設計時あるいはその後において、完全なプラント内部の溢水に関する解析は行われていなかった。

不十分なプラント設計に対応して、プラント設備及び従業者が溢水事象に対処することを最小限に抑えるために、幾つかの物理的な変更が行われてきた。しかし、タービン建屋内での非安全関連配管系の破損による影響に対し、プラント設計により適切な防護策を設けていたかどうかは明確でなかった。ある工学的安全機能（ESF）設備室は、非防水性の扉のみによってタービン建屋から分離され、かつ床ドレン系が共通であるため、タービン建屋内の水位が高くなると、これらの設備室に水が流れ込む可能性がある。ESF設備室には、補助給水系（AFW）、非常用ディーゼル発電機、及び480Vと4160VのESF開閉装置が収納されている。

検査の結果、内部溢水に関する設計及び認可基準がまとめられ、選定された配管及び機器の耐震性能確認が完了した。更新安全解析報告書に定められた通りに、クラス1のプラント系統及び機器を防護するための設計変更が完了した。これには、ESF設備を収容する部屋につながる扉への溢水バリアーの設置、選定された床 dren 配管への逆止弁の設置、及びタービン建屋地下室の高水位で循環水ポンプをトリップさせるための回路の設置が含まれた。

評価の説明

一般に、定期安全レビュー又は寿命延長プログラムにおいて特定された設計上の欠陥は、INESによって評価を行うべき個別の事象とは見なされないであろう。しかし、他の作業の際に発見された解析上のエラーは事象として報告されるかもしれない。本マニュアルでは、如何なる事象を公衆に報告すべきかについて定義するよう求めているわけではなく、その代わりに公衆に伝達する事象をどのように評価するかに関するガイダンスを提供することとしている。本事象は、そうした事象をどのように評価することができるか示すために含めたものである。

基準	説明
2及び3 実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
5.1.1. 起因事象の発生頻度	起因事象は発生しなかった。安全系は、主蒸気系統の配管破断という起因事象（「起りそうにない」）に対して必要とされる。
5.1.2. 安全機能の作動性	トリップ後の冷却に関する安全機能は「不適切」であった。
5.1.3.および5.1.4.基本評価	実際の起因事象はなかった。5.1.4節から表10のボックスD (3)が適切であり、レベル1という基本評価値となる。
5.2. 付加的要因	格上げを行う理由はない。
総合的な評価：	レベル1

事例 35. 主要グリッドから解列後の2台の非常用ディーゼル発電機の起動失敗 – レベル2

事象の概要

試験中の過誤によって引き起こされた400 kV開閉所における電気故障により、プラントがグリッドから切断された。発電機の励磁によって発電機母線の電圧レベルが約120%に上昇した。この過電

圧によって無停電電源装置 (UPS) のDC/ACインバータ 4 台のうち2台がトリップした。このシーケンスにおいて、約30秒後、両方のターボ発電機における所内負荷運転モードが喪失した際、UPS DC/ACインバータのトリップによって4台の非常用ディーゼル発電機のうち2台が500V母線に接続できなくなった。初期事象発生から約20分後、影響を受けた区分の500Vディーゼル発電機母線が、外部の補助電源から給電される6kVの系統に手動で接続され、それによってすべての電気系統が動作可能となった。原子炉のスクラムは成功し、すべての制御棒が期待通りに挿入された。安全系が誤起動したため、圧力逃がし系統の2台の弁が開放した。しかし、更にLOCAが追加発生しなかったため、原子炉水位を炉心より上に維持するには4トレインのうち2トレインの非常用炉心冷却系で十分であった。制御室計装の多くに給電していた2つのトレインにおいて電力が喪失し、多くの表示や指示が失われたため、制御室スタッフは、事象中プラントを適切に監視することが困難であった。その後の調査により、発電機母線の過電圧によって4つのUPSの動作がすべて容易に妨げられた可能性があったことが示された。

評価の説明

基準	説明
2及び3 実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
5.1.1. 起因事象の発生頻度	起因事象となる原子炉トリップが起こった。また、ディーゼルの初期作動及びその後の手動による補助電源への接続を必要とする外部電源の部分喪失が起こった。
5.1.2. 安全機能の作動性	全ての冷却系は使用可能であったが、2つのトレインにおいて切替用の給電が使用可能でなかった。4つのトレインのうち2つが利用できない状態は限られた時間のみ許容されていたため、運転制限条件の範囲内であった。
5.1.3.および5.1.4.基本評価	実際の起因事象が起こった。5.1.3.節から表 9 のボックスB (1)が適切であり、レベル1又は2という基本評価となる。手動での切替ができたと仮定すれば、実際に全ての冷却系は使用可能であったため、低い方の評価値が選択された。
5.2. 付加的要因	4つのUPS系統がすべて同じ過電圧問題の対象であったため、明らかに共通モード故障の問題があった。この理由から、基本評価値は1レベル引き上げられた。
総合的な評価：	レベル2

本事象は、過電圧を伴う外部電源の喪失に対し、安全系が脆弱であることも示した。したがって、明らかとなった作動性の低下を評価することにより事象の評価を行うことが必要である。

基準	説明
2及び3 実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
5.1.1. 起因事象の発生頻度	完全な外部電源喪失（LOOP）は起こらなかったが、「予期される」起因事象に該当する。
5.1.2. 安全機能の作動性	LOOPによって過電圧過渡事象が起こった（これは「起り得る」と仮定し、ディーゼルは起動したであろうが、それを接続するための給電がなかったと考えられる。運転員は、ディーゼルを手動で接続する方法を見つけるために約40分かかったであろう。それに基づき、安全機能の作動性は丁度「適切」であった。
5.1.3.および5.1.4.基本評価	実際の起因事象は起らなかった。5.1.4.節から、表10のボックスC(1)が適切であり、レベル1又は2という基本評価値となる。ディーゼル電源において切替えができたと仮定すれば、すべての冷却系は実際に利用可能であり、低い方の評価値が選択された。
5.2. 付加的要因	この解析では、既にすべてのUPS系統の故障を仮定しているため、更なる格上げに対する根拠はない。
総合的な評価：	実際の起因事象を伴う最初の分析に基づいてレベル2

事例 36. 15分間ないし20分間の冷却ガス強制循環の喪失 - レベル2

事象の概要

1号炉への計装用電源における单相故障が自動的に復旧されず、手動での切替まで故障が続いた。これにより、1台のボイラにおいて高圧および低圧の給水トリップ弁が両方とも閉じ、蒸気駆動のガス循環器が停止した。ボイラと1号炉の計装および自動制御機能の大部分が喪失した。制御棒の手動挿入は可能で、それが試みられたが、挿入速度が温度上昇の防止には不十分であったため、1号炉は、燃料要素温度高(約16 上昇)信号で自動的にトリップした。運転員には、制御棒制御系が全て動作不能になったように思われた。

バッテリーからのバックアップを受ける安全系の計装系と、原子炉保護系は、通常の計測制御系の一部と相まって機能していた。

タービンの蒸気が低下したため、全てのガス循環機器が停止した。計装用電源の故障により、ガス循環器のポンプモータは自動でも手動でも起動できなかった。4台のボイラのうちの3台への低圧給水は維持され、4台目のボイラへの給水も手動操作により回復した。原子炉トリップに至った最初の過渡事象後、燃料要素温度は低下したが、その後、強制ガス循環の喪失に伴い上昇した。燃料要素温度は、通常運転時の温度よりも約50 低い温度で安定し、その後、予備の計装用電源の投入に伴ってガス循環器のポンプモータが始動したため再び低下した。なお、2号炉は、この事象による影響を受けず定格出力運転を継続した。また、1号炉は、翌日になって出力運転に復帰した。

評価の説明

基準	説明
2及び3 実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
5.1.1. 起因事象の発生頻度	<p>この事象は、2つの部分に分けて考える必要がある。最初の起因事象は、指示計の喪失に伴う1台のボイラへの給水の喪失で生じた過渡事象である。本事象では、保護系が作動要求を受けたが、正常に使用可能な状態であった。従って、事象のこの部分は、評価尺度未満/レベル0と評価されるであろう。最初に起きたのは計装用電源の故障であったが、これは起因事象ではないことに注目すべきである。</p> <p>計装機器の故障により、1台のボイラへの供給が喪失したが、直接的に、安全系への作動要求はなかった。従って、これは起因事象としては考えるべきではない。その後の過渡事象は、保護系の作動を要求したため、これが起因事象となる。</p> <p>二番目の起因事象は、原子炉のトリップと、蒸気駆動のガス循環器の停止であった。これは、「燃料の冷却」という安全機能の作動を要求した。</p>

基準	説明
5.1.2. 安全機能の作動性	ボニーモータはいずれもが起動できなかったため、この安全機能の作動性は「運転制限条件以内」を下回ったが、自然循環による有効な冷却があり、炉心温度が許容できないレベルに達する前に強制循環が回復したことから、「適切」を上回っていた。
5.1.3.および5.1.4.基本評価	実際の起因事象が発生した。5.1.3.節の表9のボックスC (1)が適切であり、レベル2または3という基本評価値となる。その節で説明したように、レベルの選択は、安全機能の作動性がかろうじて「適切」をどの程度上回るかによって決まる。本事象については、自然循環が利用可能であり、強制循環が使用不能な時間が限られていたことから、レベル2が妥当である。
5.2. 付加的要因	格上げについては、5.2.1.節で取り上げた2つの問題を考慮しなければならない。この故障には、全循環器の不作動という共通要因故障が関わっている。しかし、この事実は、すでに基本評価で考慮されており、格上げを行うと、二重にカウントすることになる(5.2.節の序文(2)項参照)。もう一つの関連要因は、表示の喪失に起因する困難な事態である。しかし、これは最初の過渡事象の制御に対してより関わりが強く、原子炉トリップ後の冷却状況を悪化させるものではなかったと考えられる。更に、もう一つの機器故障が起きたとしても事故には至らなかったと考えられるため、5.2.節の序文(3)項から、レベル3は不適切であろう。
総合的な評価：	レベル2

事例 37. 一次冷却系の小漏えい - レベル 2

事象の概要

サーベランスプログラムでは予想されなかった欠陥(当該箇所はサーベランスプログラムにより点検されなかった)による極く少量の漏洩(湿度測定だけで検出される漏洩)が1つの安全注入配管の隔離できない箇所で発見された。この漏洩は、類似であるが、量の少ない漏洩がその他の安全注入配管にも発生していた。

評価の説明

基準	説明
2及び3 実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
5.1.1. 起因事象の発生頻度	5.1.5.節に従えば、もし損傷が機器の故障につながっていたら、大LOCA（「起りそうにない」起因事象）が発生していたと考えられる。
5.1.2. 安全機能の作動性	この想定される起因事象に対する安全機能の作動性は、「正常」であった。
5.1.3.および5.1.4.基本評価	構造欠陥の評価法に従うと、5.1.3. 節を適用することになる。表9の枠A(3)では、レベル2 が基本評価の上限値となる。漏洩だけが起った（実際の配管破断はなかった）ため、評価は1レベル下げるべきである。
5.2. 付加的要因	当該損傷は全ての安全注入配管の共通要因故障になる可能性があったため、評価値はレベル2 に格上げされた。
総合的な評価：	レベル2

事例 38. 低温気候時における取水口の部分閉塞 - レベル 3

事象の概要

本事象は発電所の両ユニットに影響を与えたが、説明を簡単にするため、ここでは2号機への影響のみを考察する。

所内電源はもう一方のユニットまたは4台の補助タービン発電機のどちらかにより供給することができた。

この事象の原因は、その時の当該地域の低温気候にある。流水により取水口が閉塞し、その一方で、この低温により火力発電所が自動停止し、続いて送電系統の電圧降下が発生した。

氷はスキマーの下をくぐり抜け、1号機ポンプ建屋のトラッシュラックに達した。さらに、結氷により、恐らく氷が塊状になり、1号機ポンプ建屋の2つのスクリーン・ドラム共用のトラッシュラックを部分的に閉塞させた。これにより、1号機ポンプ建屋での取水が著しく低下した。しかし、水位低下を示す明確な警報信号はなかった。

水位低下に伴い、復水器の真空度が喪失し、発電所の4台の補助タービン発電機が自動停止した（午前9時30分から9時34分の間）。それらにつながる4系統の母線は1秒以内にグリッドからの受電に切り替えられた。

1号機の主タービン発電機は午前9時28分と9時34分に停止され、原子炉も停止された。

2号機は、午前9時33分から10時35分までの間、発電所の補助タービン発電機が利用不能であった（技術仕様では想定されないあるいは許されない状態）が、運転を継続し、電源は唯一、送電系統と2台の主タービン発電機から供給された。午前10時55分、2つ目の補助タービン発電機が開閉盤に再接続されたが、それ以降、2台のターボ送風機は運転中の補助タービン発電機から給電され、他の2台のターボ送風機は2系統の400kV送電線のうちの1つから受電した。

午前11時43分、送電系統の電圧が低下し、2号機の2台の主タービン発電機が殆ど同時にトリップし（所内負荷運転に失敗）、外部電源の喪失（送電線の遮断器トリップ）と共に、制御棒の挿入と原子炉のスクラムが起った。

この時点で、4台中2台の補助タービン発電機だけが供用に戻されており、その結果、4台中2台のターボ送風機だけが運転され、炉心の冷却が行われた。10分後と26分後に、2号機のグリッドへの接続が回復し、その結果、残りの2台のターボ送風機も供用に戻された。

評価の説明

基準	説明
2及び3 実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
5.1.1. 起因事象の発生頻度	本事象は複合事象であるが、評価対象の事象は、所内必須電源がない状態(氷結による冷却水の喪失による)での2号機の運転である。起因事象は発生しなかったが、所内の電源供給の作動を要求する起因事象は、外部電源喪失(「予期される」)である。
5.1.2. 安全機能の作動性	「燃料の冷却」という安全機能が低下した。所内電源がなかったため、安全機能の作動性は、「不適切」であった。
5.1.3.および5.1.4.基本評価	起因事象は発生しなかった。5.1.4.節から、表10のボックスD(1)が適切であり、レベル3という基本評価値となる。
5.2. 付加的要因	所内電源が使えない時間は短かった(1時間)が、外部電源喪失の可能性は高かった。実際、直後に、外部電源喪失が発生した。従って、この事象を格下げすることは適切ではない。
総合的な評価：	レベル3

事例 39. 竜巻によるグリッドの擾乱に起因する原子炉スクラム - レベル3

事象の概要

竜巻により送電線が損傷を受け、原子炉は送電系統の大きな周波数変動に起因する緊急保護信号でトリップした。

所内の補助電源は起動変圧器から供給された。主蒸気ヘッダーの圧力は維持され、残留熱は除去された。炉心冷却は自然循環によって維持された。

電圧低下によりディーゼルの起動信号が発生したが、ディーゼル発電機(DG)から非常用母線への接続ができなかった。DGの起動信号が持続したため、周期的に再起動動作が続いた。さらにDGから補助母線への給電を試みたが、起動用圧縮空気ポンベの空気がなかったため失敗した。

トリップから4時間後、30分間にわたって全ての電源が喪失した。過渡事象中、炉心の状態は設計で装備された計器により監視されていた。

評価の説明

基準	説明
2及び3 実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
5.1.1. 起因事象の発生頻度	実際の起因事象、即ち外部電源喪失が起った。この起因事象の発生頻度は「予期される」である。この起因事象は竜巻によって起こったが、5.1.3.節ではハザードそれ自体を起因事象として用いてはならないと記載されている。
5.1.2. 安全機能の作動性	ディーゼルは使用不能であったにもかかわらず、安全機能の利用可能性は、全外部電源喪失が限られた時間であったことから、「適切」であった。
5.1.3.および5.1.4.基本評価	実際の起因事象が発生した。5.1.3.節から表9の枠C (1)が適切であり、レベル2又は3という基本評価値となる。安全機能はまさに「適切」であったため、レベル3が選択された。
5.2. 付加的要因	格上げの理由はない。
総合的な評価：	レベル3

事例 40. タービン建屋での火災による全交流電源喪失 - レベル 3

事象の概要

タービン建屋に火災が発生した。PHWRは手動停止され、原子炉冷却が開始された。

火災によって、多くのケーブルとその他の電気設備が損傷し、その結果、発電所は全電源喪失状態となった。炉心の崩壊熱除去は自然循環によってなされ、蒸気発生器の二次側にはディーゼル駆動消火水ポンプによって給水がおこなわれた。ホウ酸重水が、原子炉をすべての段階で未臨界に維持するために、減速材に添加された。

評価の説明

基準	説明
2及び3 実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
5.1.1. 起因事象の発生頻度	所内電源の喪失(クラス 、 、 あるいは)は、PHWRに対する「起り得る」起因事象であり、それが実際に起こった。前例と同様、ハザードそれ自体を起因事象としてはならない。
5.1.2. 安全機能の作動性	通常的安全系ではないディーゼル駆動消火水ポンプを用いて、二次側への給水が行われたため、「冷却」という安全機能は、まさに「適切」であった。
5.1.3. および5.1.4. 基本評価	実際の起因事象が起った。5.1.3.節から表9のボックスC (2)が適切であり、レベル2または3という基本評価値となる。
5.2. 付加的要因	安全系が使用不能であり、かつ多くの表示機能が失われたため、レベル3が選択された。更に多くの潜在的な単一故障が重なれば、事故に至った可能性がある。
総合的な評価：	レベル3

6. 特定の施設での事象に対する深層防護への影響の評価

本章では、“実際の影響”はないが、幾つかの安全対策が機能しなかった場合の事象を扱っている。周到に熟考された多重の安全対策あるいは放射線バリアを包有することを「深層防護」と呼ぶ。

本章のガイダンスは、燃料サイクル施設、研究炉、加速器（例えば、線形加速装置やサイクロトロン）におけるすべての事象、および放射性核種の製造および販売、または分類Iの線源の使用に関連する施設における安全対策の不備に関係する事象を対象とする。また、原子炉の敷地における多数の事象も同様に対象としている。第5章が発電用原子炉の出力運転中に起こる事象に対するガイダンスを与えているのに対して、この章は、原子炉の敷地におけるその他広範な事象に関するガイダンスを与えている。これらには、停止中の原子炉に関連する事象、燃料が敷地内に存在するかどうかによらない廃止措置中の原子炉に関連する事象、および廃棄物の貯蔵または保守の施設に関連する事象など原子炉の敷地におけるその他の事象が含まれる。これらは、いわゆる“安全防護層アプローチ”に基づくものである。

インターロック、冷却系、物理的バリアなどの深層防護対策は、放射性物質を扱うすべての施設に設置されている。これらは、公衆と作業員を防護するとともに、遮蔽が十分でない場所への物質の輸送を防止したり、放射性物質の放出を防ぐための手段を含む。深層防護の概念については、このマニュアルを施設で発生した事象に適用する多くの人にとって良く知られていると思われるため、ここでは詳細に説明しない。しかし、附属資料 には追加的な背景資料が示されている。

本章は、4つの主なパートに分けられる。最初のパートでは、深層防護の下での事象の評価に用いられる一般原則を示す。これらは、広範囲なタイプの施設と事象を対象とする必要があるため、性格上一般的なものとなっている。これらが一貫した方法で適用されるのを保証するため、6.2節では、事象の評価の格上げに関するガイダンスを含め、より詳細なガイダンスを示す。6.3節には、特定のタイプの事象に関する幾つかの個別的なガイダンスを示し、6.4節には多くの実事例を示す。

6.1 事象評価の一般原則

INESでは、深層防護に与える影響に対して3つのレベルを割り当てているが、一部の施設または行為(活動)に対する最大の潜在的影響は、たとえすべての安全対策が役立たなかったとしても、放射性物質のインベントリーおよびその放出メカニズムによって制限される。こうした行為(活動)に対する深層防護設備に関連する事象を最高の深層防護レベルと評価するのは適切ではない。特定の行為(活動)に対する最大の潜在的影響を評価尺度上でレベル4 よりも高いと評価することができない場合、深層防護の下ではレベル2という最大評価値が妥当である。同様に、最大の潜在的影響がレベル2より高いと評価できない場合には、深層防護の下での最大評価値はレベル1となる。一つの施設に

数多くの行為(活動)が含まれる場合があり、そのような状況ではそれぞれの行為(活動)を個別に考慮しなければならない。例えば、廃棄物の貯蔵及び再処理は、たとえこれらが両方共に一つの施設で起こり得たとしても、別の行為(活動)として考慮すべきである。

深層防護の下での評価値に対する上限を明らかにした上で、どのような安全対策が残っているのか(すなわち、当該行為(活動)に対し最大の潜在的影響に至るにはどのような安全対策の更なる失敗が重なる必要があるのか)を考慮する必要がある。これには、受動的および能動的なバリアを含め、発生防止、制御および緩和に対するハードウェアおよび管理体制に関する考慮が含まれる。こうした評価のためのアプローチは、確率論的技法を直接用いるのではなく、どのような安全対策に更なる失敗が重なると事故に至るのかを考慮することにより、その事象が事故に至る可能性を評価することに基づいている。

こうして、最大の潜在的影響と利用可能な安全対策の数及び有効性を考慮することによって、「基本評価値」が決まる。

潜在的な「付加的要因」を考慮するために、「基本評価値」を引き上げることも検討することになる。この評価値の格上げでは、その施設あるいは組織体制のより深刻な劣化を示す事象について、そうした側面が考慮される。考慮される要因には、共通要因故障、手順書の不備、および安全文化の問題がある。こうした要因は、基本評価値には含まれていないが、深層防護にかかわる事象の重要性が基本評価のレベル付けのプロセスで考慮される重要性よりも高いことを示しているかもしれない。したがって、事象の重要性を公衆に伝えるために、1レベルだけ評価値を引き上げることが考慮される。

したがって、事象を評価するには以下の手順に従うべきである：

- (1) 深層防護の下での評価値の上限は、最大の潜在的な放射線の影響(すなわち、第2章と3章の基準に基づく施設における関係する行為(活動)に対する潜在的な最高評価値)を考慮することによって定めるべきである。最大の潜在的影響を定めるための更なるガイダンスは6.2.1節に示されている。
- (2) 次に、利用可能な安全対策(ハードウェア及び運用上の)の数と有効性を考慮することによって、基本評価値を決定すべきである。これらの設備の数と有効性を明らかにする際、適切な是正措置を特定し実施するために利用可能な時間と必要とされる時間を考慮することが重要である。安全対策の評価に関する更なるガイダンスは、6.2.2節に示されている。

- (3) 6.2.4節に説明されているように、最終的な評価値は、付加的要因を理由として基本評価値を引き上げるべきかどうか検討することによって決定すべきである。しかし、最終的な評価値は依然として(1)で定められた深層防護の評価上限内になければならない。

深層防護の下で事象を考慮することに加え、個々の事象は第2章と3章の基準に照らしても検討しなければならない。

6.2 事象評価のための詳細なガイダンス

6.2.1 最大の潜在的影響の特定

上記のように、INESの対象となっている施設における放射性物質のインベントリーと事象の時間尺度は千差万別である。評価プロセスは、最大の潜在的影響を3つの区分(レベル5-7、レベル3-4 およびレベル1-2)に分類している。

最大の潜在的影響に関するINESレベルを評価する際、以下のような一般原則を考慮すべきである：

- 1つのサイトには、数多くの施設が含まれており、各々の施設においては様々なタスクが実施されることがある。したがって、最大の潜在的影響は、事象が発生した施設タイプと、その事象の発生時点で行われていた運転タイプに固有のものであるべきである。しかし、最大の潜在的影響は、事象固有のものではなく、施設における一連の運転に適用されるものである。
- 潜在的に事象に関わった可能性のある放射性物質のインベントリー、関与した物質の物理的及び化学的特性、並びに放射能を放散させた可能性のあるメカニズムを考慮する必要がある。
- 検討では、施設の安全性の正当化に対し考慮されるシナリオに焦点を合わせるのではなく、その事象に関係するすべての安全対策が不十分なものであった場合に、物理的に起り得る事故を検討すべきである。
- 作業者の被ばくに関する影響を検討する際には、数人の作業員全員が最大レベルの被ばくを受けた可能性は極めて低いため、その時の個人の被ばく線量に基づいて、最大の潜在的影響を検討すべきである。

これらの原則は、以下のような例によって説明することができる：

- (1) 保守用セルの入口インターロックに関連する事象については、最大の潜在的影響は、作業員の計画外被ばくに関連している可能性が高い。放射線レベルが十分高く、セル内に入り何の緩和策も講じられなければ確定的影響を引き起こしたり、あるいは死に至るような場合、その最大の潜在的影響の評価値はレベル3またはレベル4となる（2.3節の個人線量基準から）。
- (2) 小型の研究炉（出力約1 MW以下）における事象については、（臨界事象あるいは燃料の冷却喪失のいずれかを介して）そのインベントリーのかなりの割合を拡散させる物理的メカニズムが存在しているが、その総インベントリーは、すべての安全対策が機能しない場合でも、最大の潜在的影響の評価値がレベル4よりも高くなる可能性はないというものである。
- (3) 停止中の発電用原子炉における事象については、インベントリーと、（冷却喪失又は臨界事象を介して）そのインベントリーのかなりの割合を拡散させるような物理的メカニズムは、すべての安全対策が機能しない場合に最大の潜在的影響の評価値がレベル4を超える可能性があるというものである。
- (4) 再処理施設及びプルトニウム化合物を処理するその他の施設については、インベントリーと、（臨界事象、化学的爆発又は火災のいずれかを介して）そのインベントリーのかなりの割合を拡散させるような物理的メカニズムは、すべての安全設備が機能しない場合に最大の潜在的影響の評価値がレベル4を超える可能性があるというものである。
- (5) ウラン燃料の製造及び濃縮施設について、放出には、化学的安全と放射線安全という側面がある。フッ素及びウランの毒性によってもたらされる化学的リスクが、放射線リスクを凌ぐということを強調しなければならない。しかし、INESでは、放射線ハザードの評価に関連しているだけである。したがって、レベル4という評価値を超える苛酷な影響は、ウランやその化合物の放出からは考えられない。
- (6) 加速器について、最大の潜在的影響は、計画外の個人の被ばくに関連する可能性が高い。放射線レベルが十分高く、制限区域内への入域の際に確定的影響を引き起こしたり、あるいは死に至る場合、その最大の潜在的影響の評価値はレベル3かレベル4となる（2.3節の個人線量基準から）。

- (7) 照射装置について、ほとんどの事象は、計画外の放射線量に関連するものとなる。すべての防護措置が機能しない場合の潜在的な放射線レベルが十分高く、確定的影響を引き起こしたり、あるいは死に至るような場合、その最大の潜在的影響の評価値はレベル3またはレベル4となる（2.3節の個人線量基準から）。放射性物質の拡散を防止するための安全系（例えば火災防護設備）を有するカテゴリ1線源を取り扱う施設における事象について、その潜在的な放出は十分大きく、レベル5と評価される最大の潜在的影響を与える場合がある。（4.2.1節の表5参照）

6.2.2 安全防護層の数の特定

6.2.2.1 安全防護層の特定

この章の対象となっている様々な施設では、使用されている安全対策は多種多様である。これらのうちの幾つかは恒久的な物理的バリアであり、他のものは、インターロックに依存していたり、冷却又は注入系のような能動的な工学設備であったり、警報に対応した運転員による運用管理や措置に基づくものである場合がある。こうした広範な安全対策を含む事象の評価方法は、その安全対策を個別かつ独立の安全防護層に分類することである。たとえば、2つの個別の表示が、単一のインターロックを経由している場合、その表示とインターロックが一緒になって単一の安全防護層を提供すると考える。一方、冷却が、2つの個別の100%ポンプによって行われる場合は、それらが多重となっていないサポートシステムを共有していなければ、2つの個別の安全防護層と考えるべきである。

安全防護層の数を考慮するとき、多数の個別のハードウェア層の有効性が、共通のサポート系や、警報や表示に対応して運転員がとる共通の措置により、低下しないことを確認する必要がある。こうしたケースでは、幾つかのハードウェア層が存在するような場合であっても、有効な安全防護層は1つしか存在していないことがあり得る。

運用管理を安全防護層と考える場合、個別の手順を独立のものとして考えることができる範囲を確認し、その手順が、安全防護層と見なす上で十分な信頼性を有したものであることを確認することが重要である。また利用が可能な時間は、運転手順書に要求される信頼性に重大な影響を及ぼすものと考えられる。

安全防護層にサーベイランス手順を含めることはできるが、サーベイランスだけで安全防護層を提供することはできないということに注意すべきである。是正措置を実施する手段も必要とされる。

より明確なガイダンスを提供することは困難であり、必然的に判断を用いなければならない。一般に、安全防護層は、デマンド当たり 10^{-2} に近い故障率を有するものと考えられている。独立した安全防護層の数を特定する助けとするため、以下のリストには、事象の状況並びに施設に対する設計上及び運転上の安全性の正当性に応じて、利用できる安全防護層の例を幾つか示す：

- 警報付電子式個人線量計 - 職員がその使用に関する訓練を受けていること、線量計に信頼性あること、及び職員が適切かつ十分迅速に対応できることを条件とする；
- 固定式の放射線及び/又は空気放射能検知器及び警報器 - それらに信頼性のあることを示すことができること、及び職員が適切かつ十分迅速に対応できることを条件とする；
- 放射線の異常レベル又は汚染の拡大を検知し他の者に警告する放射線防護技術者の存在；
- 例えば、容器など適切な水位測定計器及び/又は警報器を備えたサンプに物質を導く漏洩検知設備；
- 施設の安全状態を保証するための運転職員によるサーベイランステスト、サーベイランステストの頻度が、性能上の欠陥を特定するのに適切であること、及び必要な是正措置が確実に実施されることを条件とする；
- 空気中の放射性物質を安全かつ管理した方法で施設内を移動させることができるような換気系；
- 遮蔽ドア及びインターロック式入域管理システム；
- 自然換気、“煙突効果”又は受動的な冷却/換気；
- 影響を緩和するために策定された措置、指示書又は作業手順書；
- 多様な系統の装置、供給又は制御系に共通の側面がないことを条件とする；
- 多重性の確保、多重性のないサポート系がないことを条件とする；
- 一部の放射性廃棄物貯蔵施設における水素の反応を緩和する手段としての不活性ガス系。

6.2.2.2 閉込め

幾つかの状況においては、閉込めは、それ自体で1つ又は複数の安全防護層を提供するが、それは、注意して使用しなければならない。6.2.1節で説明したように、評価プロセスでは、最大の潜在的影響を、3つのカテゴリ、即ちレベル5~7、レベル3~4、及びレベル1~2の中の1つに分類するよう求めている。他の安全対策が失敗した後、閉込め設備の機能が成功する[訳注：機能する]ことにより、最大の潜在的影響がより低いカテゴリの最大の潜在的影響に下がる場合、それを安全防護層と考えるべきである。

一方、閉込めの効果が、最大の潜在的影響のカテゴリを変化させるほどでない場合、それを追加的な安全防護層として数えるべきではない。例えば、小型の研究炉は、燃料の溶融と最大放出量に基づいてレベル4という最大の潜在的影響を有している。燃料の溶融が既にレベル4であるため、閉じ込め機能の成功により最大の潜在的影響のカテゴリが下がることはない。この理由により、閉込めは、追加的な安全防護層として考慮されない。一方、事例52と事例55は、閉込めを安全防護層として考慮することが適切な状況を示している。

6.2.2.3 高健全性の安全防護層

幾つかの状況においては、健全性の高い安全防護層（例えば、原子炉压力容器、又は対流冷却など実証済みで自然現象として起こるような受動的な現象に基づいた安全設備）が利用可能なこともある。こうしたケースでは、その層が極めて高い健全性や信頼性を有するものであることが実証されているため、本ガイダンスを適用するに当たって、他の安全防護層と同じやり方でそうした安全防護層を取り扱うことは明らかに不適切である。

健全性の高い安全防護層は、以下のような特性をすべて有しているべきである：

- 安全防護層が、関連するすべての設計基準故障に対処できるように設計され、施設の安全性を正当化する際に特に高い信頼性や健全性を必要とするものとして明示的に、あるいは暗黙のうちに認識されている；
- 健全性の劣化が特定されるよう、適切な監視や検査を通じて安全防護層の健全性が確保されている；
- 安全防護層に何らかの劣化が見つかった場合、その異常を修理又は緩和するために事前に定めた手順を用いるか、あるいは利用できる長い時間を掛けて、その事象に対処し、是正措置を実施するための明確な手段が存在している。

健全性の高い安全防護層の1つの例は、容器や保管庫であろう。運用管理は、通常、健全性の高い安全防護層の要件を満たさないが、上記のように、必要な措置を実施し、過誤が発生した場合でも運転員がその過誤を是正するために利用できる時間が非常に長く、また、もし広範囲の利用可能な措置が存在する場合には、運転手順等を、高健全性の安全防護層と見なすこともできる。

6.2.2.4 利用可能な時間

幾つかの状況においては、是正措置を実施するために利用可能な時間が、是正措置を実施するのに必要な時間よりもはるかに大きく、追加的な安全防護層が利用可能となる場合がある。必要な措置を実施するための手順が存在している場合、追加的な安全防護層を考慮することができる。警報または表示に対応した運転員の措置によって、こうした安全防護層のいくつかが有効になる場合、手順書自体の信頼性を考慮しなければならない。この手順を実施するために利用できる時間は、運転手順書に要求される信頼性に重大な影響を及ぼすものと考えられる。(6.4.1.節の例を参照)

幾つかのケースにおいて、利用可能な時間は、全ての範囲の潜在的な安全防護層を利用可能とすることができるような時間であり、その各々を詳細に特定したり、その各々を利用できるようにする方法の詳細を手順の中に含めたりすることは、今までは安全性の正当化において必要と考えられていなかった。こうしたケース(実施可能な現実的な対策が存在していることを条件とする)では、利用可能な長い時間は、それ自体で、高い信頼性を有する安全防護層を提供することになる。

6.2.3 基本レベルの評価

6.2.3.1 評価プロセス

最大の潜在的影響と有効な安全防護層の数を特定した上で、基本評価値を、以下のように決定すべきである：

- (1) 施設に対する安全解析では、設計で考慮した広範な事象を特定することになる。これにより、これらの一部は、施設の寿命期間全体にわたって発生するものと合理的に“予期される”(すなわち、それらは年あたり $1/N$ よりも大きな頻度を有しており、ここで N は施設の寿命である)ということが分かる。事象発生時に安全設備の作動を要求する事象が、“予期される”事象のようなものであり、その事象に対処するために設けられている安全系が事象発生前に全て利用可能であり、かつ予想どおりに機能する場合、その事象の基本評価値は、評価尺度未満/レベル0とすべきである。
- (2) 同様に、安全設備の作動要求は発生しなかったが、安全設備の機能が劣化していることが発見された場合、その安全設備の作動性の劣化が、認可された運転制限の範囲内であれば、その事象の基本評価値は、評価尺度未満/レベル0と評価すべきである。

- (3) その他のすべての状況については、基本評価値を決定するために表11を使用すべきである。
- (a) 1つの安全防護層しか残っていないが、その安全防護層が高い健全性を有する安全防護層のすべての要件を満たしているか（6.2.2.3節）、あるいは高い信頼性を有する安全防護層を提供するのに十分な利用可能な時間がある場合（6.2.2.4節）、評価尺度未満/レベル0¹⁸という基本評価値がより妥当である。
- (b) 安全防護層の使用不能期間が安全防護層の構成機器の試験間隔に較べて非常に短期間である場合（例えば、月1回の試験期間の機器に対して30分）、この事象の基本評価値を下げることを考慮すべきである。

表 11 安全防護層による事象評価

残っている安全防護層の数	最大の潜在的影響 ^a		
	(1)	(2)	(3)
	レベル 5, 6, 7	レベル 3, 4	レベル 2 or 1
A 3 以上	0	0	0
B 3	1	0	0
C 2	2	1	0
D 1 or 0	3	2	1

^a 最大の潜在的影響は、既に深層防護の上限であるため、付加的な要因によって評価値を引き上げることはできない。

このアプローチでは、必然的に、何らかの判断を必要とするが、6.3. 節に、具体的な事象のタイプに対する評価ガイダンスが示されており、6.4. 節には、安全防護層アプローチを用いた実事例が示されている。

6.2.3.2 潜在的故障（構造的欠陥を含む）

幾つかの事象は、それ自体が安全防護層の数を減らすわけではないが、減らす可能性を高める場合がある。

¹⁸ 安全防護層の作動性が認可制限値外にあった場合、6.2.4.3節のガイダンスではレベル1という評価値となる。

その例としては、構造的欠陥の発見、運転員の措置によって終息した漏洩、あるいはプロセス管理系で発見された故障が、例として挙げられる。こうした事象を評価するためのアプローチは、以下のとおりである。まず、潜在的故障の重要性は、それが実際に発生したものと仮定し、6.2.3.1節の評価方法を適用することにより、その時点で残っていたと思われる安全防護層の数に基づいて評価すべきである。第2に潜在的事象が実際に発生した事象から発展する可能性があったかどうかにより、その評価値を引き下げるべきである。引き下げるべき評価値は、判断に基づかなければならない。

潜在的故障の最も一般的な事例の1つは、構造的欠陥の発見である。サーベランスプログラムは、構造的欠陥の規模が制限を超える前にその欠陥を見つけることを意図したものである。欠陥が制限の範囲内となっている場合には、評価尺度未満/レベル0 が適切であろう。

欠陥が、サーベランスプログラムの下で予想されたものよりも大きい場合、その事象の評価において、2つの要素を考慮する必要がある。

第1に、潜在的故障の評価は、その欠陥が、機器の故障につながるものと仮定し、6.2.3.1節のガイダンスを適用することによって決定すべきである。このような方法で導き出された潜在的故障の評価値は、その後、その欠陥が潜在的事象につながった可能性に応じ、また、6.2.4節で説明する付加的要因を考慮することによって調整すべきである。

6.2.3.3 評価尺度未満/レベル0 事象

一般に、上記の手順を用いることにより高い評価値とならない場合にのみ、事象を評価尺度未満/レベル0 に分類すべきである。しかし、6.2.4節で述べる付加的要因が該当しなければ、以下のタイプの事象が、評価尺度未満/レベル0に分類される事象の代表例である：

- 施設の安全性に影響を及ぼさない安全系統の誤動作¹⁹でその後、通常の運転に復帰した場合；
- 放射線バリアの著しい劣化がない場合（認可された制限内の漏えい率）；
- 計画された定期検査や試験の際に多重系における単一の機器故障や機器の動作不能が発見された場合。

¹⁹ 誤動作には、制御系の不具合、計器のドリフト、あるいは個人の人的過誤による安全系の作動も含まれる。しかし、プラント内の他からの意図しない行為によって引き起こされた物理的パラメータの変動による安全系の作動は、安全系の誤動作とは見なさない。

6.2.4 付加的要因の考慮

特定の状況においては、同時に深層防護の異なる層に問題を与える可能性があり、それは結果的に付加的要因とみなすことができる。この付加的要因により、ある事象を前述のガイダンスによる評価結果を1つ上げる評価を与えることが正当化される。

このような役割を果たす主な付加的要因は次の通りである：

- 共通要因故障；
- 手順上の不備；
- 安全文化の問題。

付加的要因を考慮しなければ、それ自体、安全上重要な事象ではなくても、付加的要因を考慮するとレベル1と評価することができる。

これらの要因による基本評価値の格上げを実施する際には、以下の側面を考慮する必要がある。

- (1) すべての付加的要因を考慮して、事象の評価値を1つだけ引き上げることができる。
- (2) 上記の要因の一部は既に基本評価値に含まれている可能性がある（例えば共通要因故障など）。したがって、こうした故障が二重に考慮されないように注意することが重要である。
- (3) 6.2.1節に従って導かれた上限値を超えて事象を引き上げるべきではない。この上限値は、他にもう1つの事象（プラント寿命内で予想される事象又は更なる機器故障）が起こったとしたら、事故が起こっていたという状況にのみ適用すべきである。

6.2.4.1 共通要因故障

共通要因故障は、単一の特定事象又は同一原因の結果として多くの装置又は機器がその目的とする機能を果たすことに失敗することである。とりわけ、この故障は、同じ安全機能を果たすことを目的とする冗長機器又は装置の故障を引き起こす可能性がある。これは、安全機能全体の信頼性が予想を大きく下回る可能性があることを意味するものである。したがって、その機器に影響を与える事象により、他の類似の機器に影響を与える潜在的な共通要因故障が確認された場合、その事象の過酷度は、機器の偶発的故障に伴って生じる事象よりも高くなる。

情報の欠如又は誤解を招く情報によって、幾つかの系統の運転に問題を起こすような事象も、共通要因故障に基づく評価値の格上げ対象として考慮することができる。

6.2.4.2 手順上の不備

不適切な手順のために、深層防護の幾つかの防護層に対し同時に脅威が生じることがある。したがって、こうした手順上の不備も、基本評価値を引き上げるための理由となり得る。

6.2.4.3 安全文化に関連する事象

安全文化は、「全てに優先して、防護と安全の問題が、その重要性に相応しい注意を集めることを確保する組織及び個人の特性と態度を集約したもの」として定義されている。良好な安全文化は異常な事象の防止に役立つが、その一方で、安全文化の欠如は、運転員が設計者の想定に沿わない方法で行動するという結果を招きかねない。したがって、安全文化は、深層防護の一部として考慮しなければならず、結果的に、安全文化の問題は、事象の評価値を1レベル引き上げることを正当化することができる。(INSAG 4 [7] には、安全文化に関して更なる情報が示されている。)

安全文化の問題による評価値の格上げを行う場合には、安全文化に関する問題を実際の指標として、その事象を考えなければならない。

許可された制限値の違反

安全文化の問題に関して最も容易に定められた指標の1つは、運転制限条件と呼ばれる認可された制限値の違反である。

多くの施設において、認可された制限値には、当該プラントの運転が安全要求の範囲内に維持されるよう安全系の最低限の作動性を含んでいる。これにはまた制限された時間内の安全系の利用可能性が低下した状態での運転を含んでいる。いくつかの施設では、技術仕様が用意され、それに認可された制限値が含まれている。更に、その要件が満たされない場合、復旧に与えられる時間及び適切な代替措置状態を含め、取るべき対応が技術仕様に記されている。

仮に運転員が許された時間を超えて安全系の作動性が低下した状態(技術仕様書で定義されている)で放置した場合、あるいはプラントを許された状態から外れた状態に導くような意図的な対応をとった場合、安全文化の問題を理由に、その事象の基本評価値の格上げについて検討すべきである。

(例えば、定例試験後に)系統の作動性が認可された制限値を満足しないことが判明したが、運転員が、直ちに、技術仕様に従ってプラントを安全な状態に戻すための適切な措置をとった場合、技術仕様の要件が遵守されたため、当該事象は6.2.3.1節に記されているように評価すべきであり、格上げすべきではない。

正式に認可された制限値に加えて、一部の国では、機器の長期的な安全に係る制限など更なる要求をその技術仕様に入れている。こうした制限値を短時間超えた事象については、評価尺度未満/レベル0の方がより適切となるかもしれない。

停止中の原子炉に対しては、技術仕様書により、利用可能性に関する最低限の要件を規定することになるが、より安全な状態を特定することができないため、一般的には、復旧時間あるいは代替措置状態は規定されていない。このため、当該要件は、当初のプラント状態にできるだけ早く戻すこととなる。プラントの利用可能性が低下し、技術仕様により要求される作動性を下回っても、時間制限を超えない場合、この状態を認可された制限の違反と見なすべきではない。

その他の安全文化の問題

安全文化の欠如に関する指標の他の例には以下のものがある：

- 事前許可がない手順の違反；
- 品質保証プロセスの欠陥；
- 人的過誤の繰り返し；
- 単一事象に起因した法定年間線量限度を超える公衆の被ばく；
- 法定年間線量限度を超える放射線作業従事者または公衆の累積被ばく；
- 環境への放出、汚染の拡大、あるいは線量管理システムの故障を含む、放射性物質に対する適切な管理維持の失敗。
- 最初の事象後に教訓が得られたこと、又は是正措置がとられたことを担保するために、運転員が適切な注意を払わなかったという証拠がある場合の事象の繰り返し。

本ガイダンスの目的は長期にわたる詳細な評価を開始するためではなく、事象の評価を行う者が迅速に判断を下すことができるかどうかを検討するためであることを留意することが重要である。事象発生後すぐに、安全文化の理由によって、その事象の評価値を引き上げるべきか否かを判断することは往々にして難しい。このような場合、その時点で判明しているものに基づき暫定的な評価値を提示すべきであり、その後、詳細な調査で得られた安全文化に関する追加情報を、最終評価で考慮することができる。

6.3 特定事象の安全防護層による評価手法適用に関するガイダンス

6.3.1 原子炉停止中の冷却系故障を含む事象

ほとんどの原子炉安全システムは、出力運転中に発生する起因事象に対処できるように設計されている。高温停止又は起動状態における事象は、出力運転中の事象と類似しており、第5章を用いて評価すべきである。原子炉が停止された後、これらの安全系の一部は、その安全機能を確保するように要求されるが、通常は、より多くの時間が利用できる。一方、手動対応を行うために利用できる当該時間が、冗長性や多様性の観点から安全設備の一部に取って代わる場合がある（すなわち、プラントの状態に応じて、安全設備及び/又はバリアの冗長性が低下しても、冷温停止の一部の期間中においては許容できる）。こうした停止状態においては、放射線バリアの構成が全く異なることもある（例えば、開放状態の一次冷却系や格納容器が開放されている）。停止中の原子炉に対し、代替の事象評価アプローチ（すなわち安全防護層アプローチ）が用意されているのは、この理由によるものである。

評価に影響を及ぼす主たる要因は、装備されている冷却系の数、是正措置に利用できる時間、及び容器を冷却するための配管の健全性である。安全防護層アプローチに従って事象を評価するためのガイダンスを提供するために、冷温停止中の加圧水型原子炉に基づく幾つかの事例を、6.4.1節（事例41～事例46）に示している。他の原子炉タイプについては、こうした事象の評価を行うために、6.2節と共にこの事例を説明ガイダンスとして使用することが必要である。

6.3.2 使用済燃料プールに影響を及ぼす冷却系の故障に関わる事象

数年間の運転の後、使用済燃料プール内の放射能インベントリーが高くなる場合がある。このような場合、深層防護への影響に関して、使用済燃料プールに損傷を及ぼす事象の評価値は、レベル3までの全ての範囲にわたる。

大量の水があり、崩壊熱は比較的低いいため、使用済燃料プールの冷却の低下を伴う事象が起きても、通常は対応措置をとるのに十分な時間がある。使用済燃料プールからの漏洩は設計上限られているため、使用済燃料プールからの冷却水の喪失についても同様である。そのため、数時間にわたる使用済燃料プール冷却系の故障あるいは冷却材の漏えいは、通常、使用済燃料に影響を及ぼすことはないであろう。

したがって、使用済燃料プール冷却系の軽微な機能低下または小規模な漏洩は、一般に評価尺度未満 / レベル 0 と評価される。

運転制限条件の範囲外の運転または使用済燃料プール水温の大きな上昇もしくはプール水位の大幅な低下は、レベル 1 と評価すべきである。

レベル 2 に相当するケースは、広範な冷却材の沸騰または燃料要素の露出であり、かなりの燃料要素の露出が起これば、明らかにレベルは 3 となる。

6.3.3 臨界管理

臨界体系の挙動とその放射線学的影響は、物理的条件とその体系の特性に強く依存する。均質な核分裂性物質を含んだ溶液中では、起こりうる核分裂の数、臨界暴走時の出力レベル、および臨界暴走時の潜在的な影響は、これらの特性によって制限される。核分裂性物質を含んだ溶液の臨界暴走の経験から、一般に核分裂総数は 10^{17} から 10^{18} のオーダーである。

燃料棒格子や乾燥固体臨界体系などの非均質な臨界体系には、高出力ピークが発生してエネルギーの爆発的な放出が発生し、設備の大きな損傷によって、大量の放射性物質の放出に至る可能性がある。こうした施設に対し、最大の潜在的影響はレベル 4 を超す可能性がある。

その他の施設については、臨界暴走による主たるハザードは、直達中性子線とガンマ線の高い放射線場による従業員の被ばくである。2つ目の影響は、短寿命の放射性核分裂生成物の環境への放出と施設内の深刻な汚染の可能性である。これら二つのシナリオにおける最大の潜在的影響はレベル 3 またはレベル 4 である。

一般的なガイダンスに従えば：

認可を受けた制限内の臨界安全領域からの軽微な逸脱は、評価尺度未満 / レベル 0 と評価すべきである。

認可された制限を外れた運転は、少なくとも、レベル 1 と評価すべきである。

安全対策にさらに一つの不備が発生した場合、または状態がやや異なった場合に臨界が起こった可能性がある事象は、最大の潜在的影響がレベル 3 またはレベル 4 の施設では、レベル 2 と評価すべきである。また最大の潜在的影響がレベル 5 またはそれ以上である場合は、事象はレベル 3 と評価すべきである。

複数の安全防護層が残っている場合には、より低いレベルが適切であろう。その場合、表 11 を用いて適切な評価値を決定すべきである。

6.3.4 無認可の放出または汚染の拡大

放射性物質の移動に関わる事象で、その区域の調査レベルを超えるレベルの汚染が生じた場合は、安全文化の問題（6.2.4 節 "放射性物質の適切な管理維持の失敗"）に基づき、レベル 1 という評価値が正当化されるかもしれない。その区域に対して認可された限度を超えた汚染はレベル 1 と評価すべきである。安全対策のより重大な不備があった場合は、全ての安全対策が機能しなかった場合の最大の潜在的影響と、残っている安全防護層の数を考慮して評価すべきである。

放出に関する認可条件の違反は、少なくともレベル 1 と評価すべきである。

6.3.5 線量管理

時折、放射線管理手順および管理体制が不十分な場合、従業員が計画外の放射線被ばく（内部および外部）を受ける状況が生じることがある。こうした事象については、6.2.4 節（放射性物質について適切な管理維持の失敗）に基づいてレベル 1 という評価値が正当化されるかもしれない。累積線量が認可された限界を超えた場合、その事象は、認可された制限値の違反として、少なくともレベル 1 と評価すべきである。

一般に、6.2.4 節のガイダンスは、線量管理の不備に関する事象をレベル 1 という基本評価値から格上げするために使用すべきではない。そうしないと、線量が回避された事象が、線量限度を超えた著しい線量を実際に受けた事象と同じレベルに評価されることになる。しかしながら、安全防護層が 1 つしか残っていないか、あるいは残っておらず、安全対策が失われた場合の最大の潜在的影響がレベル 3 あるいはレベル 4 である場合、深層防護に基づきレベル 2 が適切であろう。

6.3.6 遮蔽区域扉のインターロック

通常遮蔽されている場所への不用意な入域は、一般的に、入口扉の放射線作動インターロック・システムの使用、入域許可手順の使用、および入域前の放射線量率のチェックによって防止される。

遮蔽扉インターロック防護装置の故障は、電源の喪失や、検知器あるいは関連の電子装置の故障、

人的過誤のいづれかによって発生する可能性がある。

こうした事象に対する最大の潜在的影響はレベル 4 に制限されるため、さらに安全設備の一つに更なる故障があれば事故に至ったような事象は、レベル 2 と評価すべきである。いくつかの設備が故障していても入域許可を管理する運営体制を含むほかの安全防護層が残っている場合、その事象はレベル 1 と評価すべきである。

6.3.7 抽出換気、フィルターおよび浄化系の故障

大量の放射性物質を扱う施設では、分離されてはいるが相互に関連する換気設備を最大 3 系統備えている場合がある。それらの換気設備によって、放射性物質の逆拡散を防ぐために種々の容器、セル / グローブ ボックス、および作業区域の間の圧力勾配と、セル作業区域境界壁の開口部を通る十分な流速を維持している。さらに、大気への排出を所定の制限値以下に低減し、また、放射能の低い区域への逆拡散を防ぐため、高性能粒子 (HEPA) フィルターやスクラバーのような浄化設備が設置されている。

そのようなシステムの機能喪失に関わる事象を評価する第一ステップは、全ての安全設備が故障した場合の最大の潜在的影響を決めることである。その際には、物質のインベントリーと、考えられる施設内外への拡散方法を考慮すべきである。また、不活性ガス濃度の減少や爆発性混合物の蓄積についてもその可能性を考慮することが必要である。殆どの場合、爆発の可能性がなければ、最大の潜在的影響はレベル 4 を超えることはないため、深層防護に基づく最大値はレベル 2 となるであろう。

第二ステップは、作業の停止によって更なる放射能の発生を防止する手順も含めて、残っている安全防護層の数を明確にすることである。

こうした事象の評価は、6.4.2 節の事例 52 により説明されている。

6.3.8 取扱い時の事象と重量物の落下

6.3.8.1 燃料集合体に関係しない事象

荷物等の取扱事象や揚重設備の故障による影響は、関連する物質、事象が発生した区域、および影響を受けたあるいは受ける可能性があった設備に依存する。

荷物の落下によって、放射性物質の流出（落下荷物自体又は影響を受けた配管や容器のいずれかからの流出）の恐れがある事象は、最大の潜在的影響と、流出が起こった可能性を考慮して評価すべきである。荷物の落下による損傷が限定的であっても、より悪い結果を引き起こす可能性が比較的高い事象は、最大の潜在的影響に見合った深層防護の下での最大レベルで評価すべきである。同様に、1つの安全防護層だけが損傷を免れた事象は、その層が、特に高い信頼性または健全性を持つと考えられない場合、最大レベルで評価すべきである。

可能性は低いが、他に安全防護層が存在している事象は、6.2節のガイダンスに従って評価すべきである。

施設の寿命期間にわたって発生が予想される軽微な取扱事象は、評価尺度未満/レベル0と評価すべきである。

6.3.8.2 燃料取扱事象

未照射ウラン燃料要素の取扱中の事象で、照射燃料の取扱との関わりがない事象は、使用済燃料要素や安全関連設備に損傷を与えるリスクがなければ、通常、評価尺度未満/レベル0と評価すべきである。

照射燃料については、1体の燃料要素における放射能インベントリーは、明らかに使用済燃料プールや原子炉炉心のインベントリーに比べれば、はるかに少ないものであるため、最大の潜在的影響もより小さなものとなる。

使用済燃料要素の冷却が保証されているかぎり、燃料の健全性が過熱によって損なわれることはないため、これが重要な安全防護層となる。一般に、燃料の過熱には非常に長い時間がかかる。施設の構成にもよるが、殆どの場合、格納容器も安全防護層となる。

施設の寿命期間中に発生すると予期される事象で、使用済燃料要素の冷却に影響を及ぼすことなく、わずかな放射性物質の放出を伴うだけか、または放出がない場合には、一般に評価尺度未満/レベル0と分類すべきである。

以下のような事象に対しては、レベル 1 と考えるべきである：

- 施設の寿命期間中に発生が予想されない事象；
- 認可された制限値の範囲外での運転を伴う事象；
- 燃料ピンの健全性に影響を及ぼさない冷却機能の限られた劣化を含む事象；
- 冷却機能の劣化を伴わない燃料ピンの機械的損傷を伴う事象。

燃料要素の著しい昇温の結果として燃料ピンの健全性に関わる損傷が発生した事象に対しては、レベル 2 が適切であろう。

6.3.9 電源喪失

多くの施設においては、その継続的な安全運転を確保し、モニタリング設備とサーベイランス計器の利用可能性を維持するため、保証された電源供給を設けることが必要である。共通要因故障を防止するためには、いくつかの独立した電源供給ルートと多様な供給手段が用いられる。電源供給が完全に喪失した場合、ほとんどの施設は自動的に停止されて安全な状態になるが、一部の施設では、不活性ガスや後備発電機の使用といった追加的な安全設備が設けられることになる。

所外電源の喪失や所内電源系の故障を伴う事象を評価するために、残存する電源供給手段の程度、電源が利用できなかった時間、および最大の潜在的影響を考慮して、6.2 節のガイダンスを用いることが必要である。電源の復旧が必要になるまでの許容できる時間遅れを考慮することが特に重要である。

施設によっては、電源の完全喪失が数日間続いても安全性への悪影響はない。そのような施設におけるこうした事象については、所定の時間内に電源を復旧するために利用可能な手段がいくつかあるため、一般に、評価尺度未満 / レベル 0 かレベル 1 と評価すべきである。安全系の利用可能時間が認可された制限時間を超えていた場合には、レベル 1 が適切であろう。

電源の部分的喪失や予備の系統からの電源供給が利用可能な状態での通常の電力網からの電源供給の喪失は、施設の寿命期間全体にわたって”予期される”事象であり、したがって、評価尺度未満 / レベル 0 に評価すべきである。

6.3.10 火災と爆発

施設内又はその隣接部での火災や爆発で、安全設備を劣化させる可能性のない場合は、評価の対象外とするか、評価尺度未満 / レベル 0 と評価するかのいずれかである。設置されている火災防護設備が設計どおり機能し消火された火災も、同様に評価すべきである。

施設における火災および爆発の重大性は、それに関わる物質だけではなく、その場所と消火作業を行う際の容易さにも依存する。評価は、火災障壁、消火設備及び分離された安全系などの残っている安全防護層の数と有効性の他、最大の潜在的影響に依存する。残っている安全防護層の有効性については、それが劣化していた可能性を考慮すべきである。

手順の不備や安全文化の問題により、低レベル廃棄物に関わる火災や爆発は、レベル 1 と評価すべきである。

6.3.11 外部ハザード

外部火災、洪水、津波、外部爆発、ハリケーン、竜巻または地震などの外部ハザードの発生については、残っている安全設備の有効性を考慮することにより、他の事象と同じ方法で評価することができる。

ハザードに対する防護のために設けられた設備の故障に係る事象については、その設備が利用できない期間にハザードが発生する可能性も含め、安全防護層の数を評価すべきである。ほとんどの施設に対し、こうしたハザードの予想される発生頻度が低いため、レベル 1 より大きな評価値が適切となる可能性は殆どない。

6.3.12 冷却システムの故障

不可欠な冷却系の故障は、最大の潜在的影響、残っている安全防護層の数、および冷却機能の復旧が必要となるまで許容できる時間遅れを考慮することにより、電気系の故障と同様の方法で評価することができる。

高レベル液体廃棄物やプルトニウム貯蔵設備の冷却系が故障した場合、かなりの時間にわたって単一の安全防護層のみが残っているような事象については、レベル3が適切である可能性が高い。

6.4 実事例

6.4.1 停止中の発電用原子炉における事象

事例 41 冷却材圧力の上昇による停止時冷却機能の喪失 - 評価尺度未満/レベル 0

事象の概要

停止時冷却は、各々2つの隔離弁を有する別個の吸込配管を介し、2基の余熱除去系(RHR)熱交換器を通して冷却材を循環することで行われていた。各吸込配管の隔離弁は、個別の圧力信号伝送器で制御され、制御室から操作することができる状態にあった。一次系は閉じており、蒸気発生器も利用可能な状態にあったため、RHRの喪失による一次冷却材の温度上昇は、非常に緩やかな上昇であろう。安全注入系は利用できない状態にあり、高圧注水(HPSI)ポンプは充填ポンプとは別になっており、逃がし弁による一次系圧力の制御が可能な状態にあった。

関連する安全対策を図1に示す。

事象は、冷却材圧力が上昇したため隔離弁が閉じた際に発生した。運転員は、制御室の警報により隔離弁が閉じたことに気付いた。圧力を下げた後、再び隔離弁を開けた。温度は、運転制限条件の制限値を超えなかった。

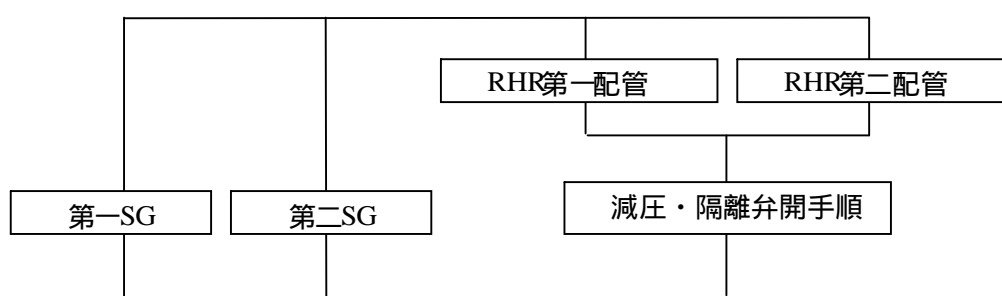


図1 事例 41 に対する安全対策

評価の説明

基準	説明
2および3実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
6.2.1 最大の潜在的影響	停止中の発電用原子炉に関する事象の最大の潜在的影響は、レベル5-7である。
6.2.2 安全防護層の数	4つのハードウェアの安全防護層[訳注：SG 2 個とRHR配管 2 系統]があり、蒸気発生器が利用可能な状態に保たれていたため、必要な措置を講じるのに十分長い時間が使用でき、RHR系の補修を行うにも十分な時間があつた。長い時間が使用可能であつたため、弁を再び開ける手順は単一の安全防護層以上の信頼性があると見なすことができ、また4つの安全防護層は全て独立であると考えることができる。
6.2.3 基本評価	表11に基づき、評価値は評価尺度未満 / レベル0となる。
総合的な評価：	評価尺度未満 / レベル0

事例 42 圧力検出器の誤動作による停止時冷却機能の喪失 - 評価尺度未満 / レベル 0

事象の概要

停止時冷却は、2つの隔離弁を有する一つの吸込配管を介して、1基のRHR熱交換器経由で冷却材を循環することで行われていた。隔離弁は、制御室から操作することができる。一次系は開放されており、キャビティには水が張られていた。原子炉は1週間前から停止されており、冷却材の温度上昇は非常に緩やかであろう。蒸気発生器は作業を行うために開放されており、利用できない状態であった。また、安全注入系は利用できず、HPSIポンプは充填ポンプとは別になっており、逃がし弁による一次系圧力の制御が可能な状態にあった。

事象は、圧力検出器の誤動作により隔離弁が閉じた際に発生した。運転員は、制御室の警報により隔離弁が閉じたことに気付いた。圧力上昇が誤信号であることを確認した後、再び隔離弁を開けた。温度は、運転制限条件の制限値を超えなかった。また温度が運転制限値にまで上がるには10時間を要したと考えられる。

評価の説明

基準	説明
2および3実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
6.2.1 最大の潜在的影響	停止中の発電原子炉に関する事象の最大の潜在的影響は、レベル5-7である。
6.2.2 安全防護層の数	<p>燃料冷却という安全機能を考えると、2つの安全防護層がある。第一の安全防護層はRHR系であり、第二の安全防護層は、蒸発により水と熱が失われた際に、水位を維持することができるよう水を追加補給するのに非常に長い時間が存在していたことである。</p> <p>第二の安全防護層は、以下の理由で高い信頼性を有する防護層と見なすことができる（6.2.2.4節）</p> <ul style="list-style-type: none">- 措置を講じるのに長い時間が使える（運転制限値に至るまでに少なくとも10時間）- ホウ素濃度を制御しなければならないものの、水を追加補給するための多くの方法がある（LPSI、消火用ホースなど）- この安全防護層は、安全の妥当性を示す際に重要な安全機能と認められている。 <p>更に、必要ならばRHRの修理を行うのに十分な時間が利用できる状態にあった。</p>
6.2.3 基本評価	6.2.3.1節のガイダンスによれば、評価尺度未満 / レベル0の評価値となる。
総合的な評価：	評価尺度未満 / レベル0

事例 43 停止時冷却機能の完全喪失 - レベル1

事象の概要

稼働中の余熱除去（RHR）系の吸込み隔離弁が自動的に閉まり、原子炉容器の停止時冷却機能が数時間にわたって完全に喪失した。この隔離弁の閉止は、原子炉安全保護系第2系統への電源が、不適切な保守によって喪失したために生じた。代替電源は、保守のために隔離されていた。原子炉は長期間（約16ヶ月）停止状態にあり、崩壊熱は非常に低かった。停止時冷却が利用できない期間中、原子炉容器内の水の温度は、約0.3°C/hの速さで上昇した。事象発生から約6時間後、RHR系は再起動された。

評価の説明

基準	説明
2および3実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
6.2.1 最大の潜在的影響	停止中の発電原子炉に関する事象の最大の潜在的影響は、レベル5-7である。
6.2.2 安全防護層の数	この特定の事象については、炉心の損傷や著しい放射線被ばくなど重大な影響が生じるまでに非常に長い時間がかかる。この長い時間により、状況を是正するために、広範な対応策をとることが可能であり、そのため、6.2.2.4 節に述べるように、当該時間を信頼性の高い安全防護層と見なすことができる。
6.2.3 基本評価	本事象の基本評価値は、評価尺度未満 / レベル0である。
6.2.4 付加的要因	不適切な保守により、原子炉が運転制限条件外の状態になった。したがって、評価値はレベル1に引き上げられる。
総合的な評価：	レベル1

もし崩壊熱が非常に低くなければ、利用可能な時間ははるかに短くなっており、それを高い健全性を有する安全防護層と見なすことはできなかつたであろう。こうした場合の有効な安全防護層は以下の通りである。

原子炉安全保護系区分 2 への電源供給を復旧するための手順と運転員による操作

代替設備を用いて残留熱除去を復旧するための手順および運転員による操作

この場合、残っている安全防護層が 2 つであるため、当該事象はレベル 2 と評価されたであろう。もう一つの故障が発生しても事故には至らなかつたため、レベル 3 に引き上げられることはなかつたであろう。(6.2.4 節参照)

事例 44 冷却材圧力の上昇による停止時冷却機能の喪失 - レベル 2

事象の概要

設計は事例 41 と同じであるが、蒸気発生器が作業のため開放され使用できなかった。関連する安全システム設備を図 2 に示す。本事象は、原子炉停止後いくらかの時間を経て冷却材の圧力が上昇したことによって RHR 隔離弁が閉じた際に発生した。運転員は、制御室の警報により隔離弁が閉じたことに気づき、圧力を下げた後、再び隔離弁を開けた。温度は、運転制限条件の制限値を超えなかった。崩壊熱は十分低く、制限値に達するには 5 時間を要したであろう。

評価の説明

基準	説明
2および3実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
6.2.1 最大の潜在的影響	停止中の発電原子炉に関する事象の最大の潜在的影響は、レベル5-7である。
6.2.2 安全防護層の数	関連安全対策を図2に示す。2つのハードウェアの安全防護層と1つのソフトウェアの安全防護層がシリーズにあり、必要な措置をとるのに少なくとも5時間の余裕がある。長い時間が利用可能であるため、運転手順および運転員による操作は、1つの安全防護層よりも信頼性が高いとみなすことができる。しかしこの事象の安全対策の防護層は、この場合、2つのハードウェア安全防護層である。
6.2.3 基本評価	表11に基づき、2つのハードウェア安全防護層があるので、当該事象はレベル2と評価すべきである。
総合的な評価：	レベル2

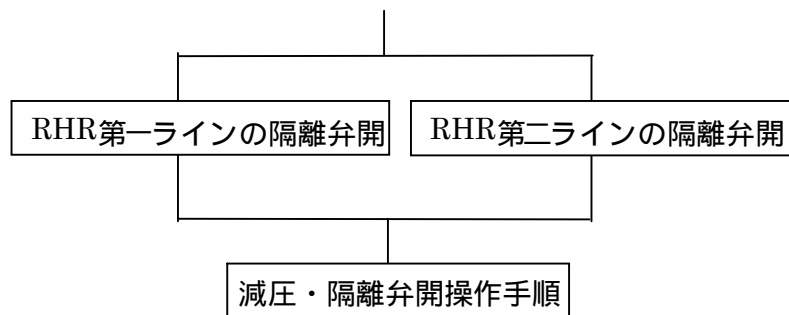


図 2 事例 44 および 46 に関連する安全防護層の説明図

事例 45 圧力検出器の誤動作による停止時冷却機能の喪失 - レベル 3

事象の概要

設計は事例 42 と同じであるが、本事象は、原子炉停止後直ぐに起こった。停止時冷却は、2つの隔離弁を有する1つの吸込配管を介し、冷却材を1基のRHR熱交換器経由して循環することで行われていた。一次系は閉じていた。隔離弁を閉じた場合、冷却材温度は上昇するが、許容できない温度に達するには約1時間を要するであろう。隔離弁は制御室から操作可能であり、蒸気発生器は作業のために開放され利用できない状態にあった。安全注入系は利用不能で、HPSIポンプは充填ポンプとは分離されており、逃がし弁は利用可能であり、一次系圧力を制御できる状態にある。

事象は、圧力検出器の誤動作によって隔離弁が閉じた際に発生した。運転員は、制御室の警報により隔離弁が閉じたことに気付き、圧力増加が誤信号であることを確認した後、再び隔離弁を開けた。温度は、運転制限条件の制限値を超えなかった。

評価の説明

基準	説明
2および3実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
6.2.1 最大の潜在的影響	停止中の発電用原子炉に関する事象の最大の潜在的影響は、レベル5-7である。
6.2.2 安全防護層の数	<p>一つの RHR 吸込配管を介しての一次系冷却材の冷却が唯一の安全防護層である。</p> <p>この場合にも、安全防護層についてはハードウェア面と手順の面の両方を考える必要がある。まず、冷却を回復するために必要な運転操作について考慮することとする。運転員は圧力信号が誤信号であることを確認するとともに、冷却材温度の上昇によって圧力が上昇をもたらした場合には減圧が必要であることを確認しなければならない。隔離弁が閉じた後に RHR を再起動するための手順は存在していた。この操作は、利用可能な時間内に実行できるものであるが、大きな時間的余裕はない。ハード面から見れば、いずれかの隔離弁の再開に失敗すると、安全防護層が利用不能となる。さらに、隔離弁が開かなかった場合に修理を行うために十分な時間があるわけではない。</p> <p>このような理由で、この場合の一つの安全防護層は、それが設計で考慮された唯一の防護層であっても、信頼性の高い安全防護層とは見なされない。冷却水供給を回復するために両隔離弁を開くことができるという必要性により、安全防護層の信頼性を明らかに制限するものである。</p>
6.2.3 基本評価	安全防護層が1つのみ利用可能であるため、表11 に基づき、評価値はレベル3となる。
総合的な評価：	レベル3

事例 46 冷却材圧力の上昇による停止時冷却機能の喪失 - レベル 3

事象の概要

プラントの設計は事例 44 と同じであるが、事象は停止後間もなく冷却材圧力の上昇によって隔離弁が閉じた際に発生した。安全対策を図 2 に示す。

評価の説明

基準	説明
2および3実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
6.2.1 最大の潜在的影響	停止中の発電用原子炉に関する事象の最大の潜在的影響は、レベル5-7である。
6.2.2 安全防護層の数	ハードウェアに関する限り、2つの安全防護層があるように見える。しかし、その両方とも運転員が弁を再び開ける操作に依存している。安全対策の信頼性は、運転員操作の必要性により制限される。操作が複雑で利用可能な時間が限られているため、有効的な安全防護層は1つしかない(すなわち減圧し隔離弁の再開を要求している運転手順)と考えられる。
6.2.3 基本評価	表11に基づき、レベル3が適切である。
総合的な評価：	レベル3

6.4.2 発電用原子炉以外の施設における事象

事例 47 燃料要素溶解槽内液位より上の気相部加圧 - 評価尺度未満 / レベル 0

事象の概要

再処理施設の溶解槽の液位より上の空間で僅かな加圧が検出されたため、プロセスが自動的に停止された。溶解槽加熱装置のスイッチが切られ、冷却水が注入された。容器への硝酸供給は停止され、容器内容物への水の補給により溶解反応は抑止された。プラントの運転区域または環境への浮遊性汚染物の放出はなかった。

その後の調査により、加圧は、燃料溶解率が短期的に上昇した結果、蒸気の異常放出が生じ、また、窒素蒸気の発生率が増加したことによるものであることが分かった。

評価の説明

基準	説明
2および3実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
6.2.1 最大の潜在的影響	再処理施設に関する事象の最大の潜在的影響は、レベル5-7である。
6.2.2 安全防護層の数	プロセスの状態に逸脱があったため、プロセスは自動的に停止した。全ての停止操作は正常に進行し、安全防護層の故障はなかった。
6.2.3 基本評価	6.2.3.1節の(1)に基づき、評価値は評価尺度未満 / レベル0となる。
6.2.4 付加的要因	事象の評価値を引き上げる理由はない。
総合的な評価：	評価尺度未満 / レベル0

事例 48 小型研究炉における冷却の喪失 - 評価尺度未満 / レベル0

事象の概要

本事象は、図3に示すように、大型の冷却用プールと熱交換器 / 浄化設備を有する 100KW の研究炉で発生した。冷却が喪失した場合、水の加熱は極めて緩やかである。

本事象は、ポンプ下流の配管で破損した際に起こり、冷却水は吸込配管の底部に汲み出された。ポンプは、その後、キャビテーションのために故障した。

評価の説明

基準	説明
2および3実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
6.2.1 最大の潜在的影響	考慮すべき2つの安全機能がある。1つは燃料の冷却であり、もう1つは作業員の高線量被ばくを防止するための遮蔽である。いずれの安全機能に関しても、インベントリーが少ないため、最大の潜在的影響はレベル4を超える可能性はない。そのため、深層防護の下での最大評価値はレベル2である。
6.2.2 安全防護層の数	冷却機能については、設計により3つの安全防護層がある。1つは熱交換器システム、2つ目はプールにおける大量の水、3つ目は燃料の気中冷却能力である。吸込側は、配管が破損した場合にも、プールに大量の水が確保されるよう、周到に設計されている。さらに、主要な安全防護層が水の量であることは明らかである。従って、以下の理由から、これを健全性の高い安全防護層であると考えることができる： <ul style="list-style-type: none">- 熱入力水量に比べると小さく、加熱は極めて緩やかである。水位がかなり下がるには、多くの日数がかかる。- 水位の低下は運転員によって容易に検出され、また、多くのルートを経由して簡単に水位を上げることができるであろう。- 施設の安全説明書では、これを最も重要な安全防護層と認め、その健全性を示している。熱交換器への吸込配管は、十分な水が維持されるよう慎重に設計されている。
6.2.3 基本評価	2つの安全防護層[訳注：プールの大量の水と燃料の気中冷却能力]が残り、1つは健全性が高いため、基本評価値はゼロと考えられる。遮蔽の安全機能を考えると、安全防護層は1つしか残っていないが、吸込配管の底部に残った水により十分な遮蔽が確保されるため、その健全性は高い。
6.2.4 付加的要因	事象の評価値を引き上げる理由はない。
総合的な評価：	評価尺度未満 / レベル0

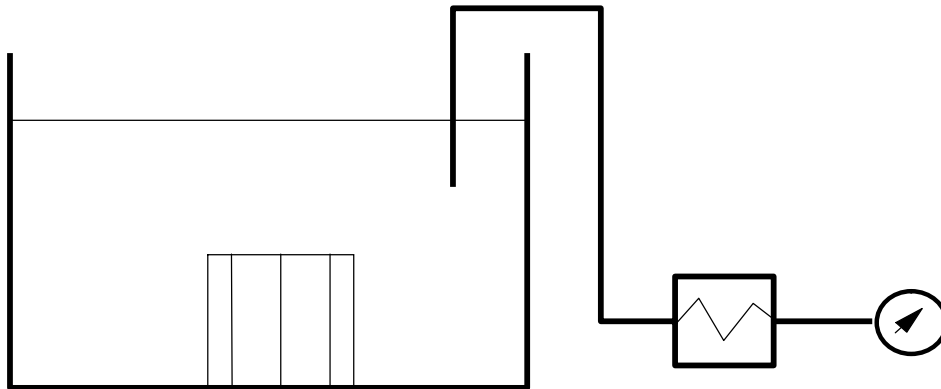


図 3 事例 48 の冷却系系統図

事例 49 原子力のリサイクル施設における高放射線レベル - 評価尺度未満 / レベル 0

事象の概要

運転員と放射線防護技師が、高放射性の液体を貯蔵している施設で試料採取作業を行っていた。その作業のため、特別の指示書と設備が用意され、また、関係者は適切な訓練と説明を受けていた。作業を進めるために、他の要員は、実際の作業区域の周りにはっきりと表示がなされ立ち入りが禁止された広い区域から退出していた。

作業中、設備が故障したことにより少量の高放射性の液体が遮蔽のない配管に流れ、周辺区域の放射線レベルが高くなった。

職員全員が個人用警報付線量計を着用しており、それらが全て、その区域に設置されたいくつかの検出器とともに個人用線量計から警報が発生した際、全員が迅速にその区域から退避した。その後の評価により、最も被ばくした人は、350 mSv/h という線量率を被ばくし、350 μ Sv の実効線量を受けたことが分かった。

評価の説明

基準	説明
2および3実際の影響	試料採取作業は、高放射能の可能性があるのでために特別な立入制限を行い安全対策が設けられた区域で行われていた。したがって、“作業区域内”に適用されるレベル2線量率基準は当てはまらない。(3.2節を参照。そこでは作業区域を“特別な許可なしで作業者が立ち入ることができる区域”と定義している。また、汚染または放射線のレベルにより(個人線量計やつなぎ服の着用に関する一般的な必要性を超えて)特別な管理が必要な区域はこの作業区域には入らない。)
6.2.1 最大の潜在的影響	この作業に関して最大の潜在的影響は、法定年間限度の10倍を超える被ばく(すなわちレベル3)である。
6.2.2 安全防護層の数	<p>独立した安全防護層の数を考慮する際には、表示機能(検出器および警報器)と運転員の対応とを分けて考えることが必要である。指示と警報器には、以下の独立した4つの安全防護層がある。</p> <ul style="list-style-type: none">- 電子式個人用線量計。これらは、完全に作動可能な状態にあり、適切に動作したことが確認された。- 設置型ガンマ線検出器と警報器。これらは、完全に作動可能な状態にあり、本事象中に警報が発生した。- 設置型大気放射能警報器。これらは、高ガンマ線に反応し、これら警報器からの警報は、要員がその区域から迅速に退避することを要求するものである。- 放射線検出器を持った放射線防護技師の存在。技師の主たる目的は、サンプリング作業時に、放射線レベルをモニターし、それをもとに助言することであった。運転員は、既に退避しようとしていたため、その必要はなかった。 <p>これらはそれぞれ、運転員に対し、警報または口頭での助言に適切に対応するよう要求した。運転員は定期的に訓練を受けており、対応が悪かったという経験はなかったことが確認された。一人以上の運転員がおり、これに加え一人の放射線防護技師がいた。また、作業の特殊性と要求されている訓練と説明の観点から、それらは少なくとも3つの独立した安全防護層であると見なすことができるものと判断される。全ての警報を全ての個人が無視する可能性は殆どない。</p>
6.2.3 基本評価	表11を用いると、3つの独立した安全防護層があるため、基本評価値は、評価尺度未満/レベル0である。
6.2.4 付加的要因	事象の評価を引き上げる理由はない。
総合的な評価：	評価尺度未満/レベル0

事例 50 線量限度を超えた作業員の累積全身線量被ばく - レベル1

事象の概要

12 月末時点、施設管理者 1 名が作業によって受けた全身線量が、認可または予想された値より高かったが、線量拘束値よりは低かった。結果的に、作業で受けた線量は低かったが、同管理者の累積全身線量は年間線量限度を超えた。

評価の説明

基準	説明
2および3実際の影響	実際の事象から被ばくした線量レベルは、実際の影響に対して第2章に示された値よりも低かった（即ち、線量拘束値より低かった）。
6.2.1 最大の潜在的影響	作業員の被ばくに関連した事象に対する最大の潜在的影響は、レベル4と評価される。
6.2.2 安全防護層の数	作業員に対する大量の線量を防止するために設けられた安全防護層に劣化がなかったため、基本評価値は、評価尺度未満 / レベル0である。[訳注：6.2.3.1の(1)参照]
6.2.3 基本評価	表11に基づき、評価値は評価尺度未満 / レベル0である。
6.2.4 付加的要因	累積全身線量の年間限度を超えたため、本事象はレベル1と評価すべきである（6.2.4.3.節）。
総合的な評価：	レベル1

事例 51 臨界管理の失敗 - レベル 1

事象の概要

燃料製造施設において運転規則の遵守状況に関する定期的な点検を行ったところ、燃料ペレットの6個のサンプルが正しく梱包されていなかったことがわかった。許可された梱包でなかったことに加えて、各サンプルは、プラスチックの容器の中に入れていた。このプラスチック容器は、「許可された包装材料の他に水素を含む物質」を貯蔵施設に持ち込んではいないという要件が課せられていた。

しかしながら、当該燃料貯蔵に対し、この要件は明確に決められていなかった。その後の調査により、臨界クリアランス証明の解釈が困難であり、関連する臨界評価がその安全要件を十分理解するためには不適切であることがわかった。

評価の説明

基準	説明
2および3実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
6.2.1 最大の潜在的影響	燃料貯蔵の臨界事象に関する最大の潜在的影響は、レベル4と評価されるであろう。
6.2.2 安全防護層の数	<p>浸水に関連する安全防護層で残っていたものは以下の通りである：</p> <ul style="list-style-type: none"> - 浸水を防止するために設けられたいくつかの管理策(安全ケースで仮定されたもの)； - 浸水により臨界に至らないという安全上の裏付け。 <p>他の物質に関連する安全防護層で残っていたもの[訳注：今回の事象では安全防護層として考慮できない]は、以下の通りである：</p> <ul style="list-style-type: none"> - 水素を含む物質の添加を防ぐための明確な手順、訓練およびラベル表示 - 安全ケースにおける仮定からの逸脱を見付けるための検査
6.2.3 基本評価	安全防護層が2つ残っており、基本評価値は、表 11 からレベル 1 となる。
6.2.4 付加的要因	<p>レベル 1 は、以下の理由から適切な評価値であろう：</p> <ul style="list-style-type: none"> - 運転が OL&C から外れていた。 - 安全文化により適切な評価と文書化を確実なものとすることができなかった。 <p>事故の発生には、更にいくつかの故障が起こることが必要であったため、深層防護の下で本事象を最大の評価値に引き上げることが適切とは考えられない。</p>
総合的な評価：	レベル1

事例 52 燃料製造施設における長時間にわたる換気の喪失 - レベル 1

事象の概要

常用および非常用換気が失われた後、手順に従わずに、作業員が動的な格納機能がない状態で 1 時間以上にわたって作業をした。

換気には二つの役割がある。第一に、閉じた室内に放出されたかもしれない放射性物質を、管理された放出、ろ過装置に導くことである。第二に、放射性物質が他の区域に移動するのを避けるため外部よりも当該部屋の圧力を低くし、僅かの気圧勾配を作ることである。このような格納機能を「動的な格納機能」と呼ぶ。

本事象は、常用の換気系への電源喪失から始まった。それを引き継ぐはずである非常用換気系が作動しなかった。その後の調査で、常用換気系の故障と非常用換気系の起動失敗は、これら換気系用電源間の共通モードの存在に関係していることが判明した。守衛所において警報が鳴ったが、監督職員及び運転要員にはその情報が届かなかった。

運転要員は、新しい当直が始まってから 1 時間後に、警報が出ていたことを知らされた。

モニターされた全ての作業場所で採取された大気汚染の測定の結果から、大気汚染が増大したという証拠は示されなかった。

評価の説明

基準	説明
2および3実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
6.2.1 最大の潜在的影響	当該換気系は、低汚染区域から順に汚染の高いまたはその可能性のある区域に空気を流すように設計されている。加圧を引き起こすような事象（火災など）が同時に起きていたならば、通常ろ過設備を通して排出されたはずの放射性物質が、同程度ろ過されることなく、プラントの作業区域に排出され、さらに大気中に排出されるであろう。大気への放出の可能性に基づき、最大の潜在的影響はレベル4となるであろう。
6.2.2 安全防護層の数	最終的な非常時手順を除けば、残っていた独立の安全対策は、以下の通りである： <ul style="list-style-type: none">- 自動消火設備- 被ばくを 0.1mSv 未満に低減させるための格納と除染の両機能を備えた建屋構造物
6.2.3 基本評価	有効な安全防護層は少なくとも2つあるため、基本評価値はレベル1となる。
6.2.4 付加的要因	手順の違反があり（換気のない状態での作業継続）、また電源系に共通要因問題があったものの、さらにいくつかの故障（火災、消火系の故障、格納施設に関する問題）が起きなければ事故発生には至らないので、深層防護の下で本事象を最大評価値に引き上げることが適切とは考えられない（6.2.4節（3）項を参照）。
総合的な評価：	レベル1

事例 53 遮蔽扉のインターロック設備の故障 - レベル 2

事象の概要

本事象は、保守作業後にセルへの遮蔽扉が開いていた状態で、高放射性ガラス固化廃棄物のコンテナをセル内に移動した際に発生した。この扉の開動作は、鍵交換システム、ガンマ線検出器を使ったインターロックおよびプログラム式論理制御回路によって管理されていた。当初設計のセルアクセスシステムは、改良を図るため、使用前検査時に 2 回変更された。これらのシステムでは、遮蔽扉が開いた状態で高放射性物質をセル内に移送するのを妨げることができなかった。

この区域への要員の立入は、各人が個人用警報付線量計の携帯を求める許可によって管理されていた。

このセル内または隣接区域にいた要員が、コンテナの移動や個人用警報付線量計の警報鳴動の対応に失敗していたならば、重大な放射線被ばくを受けた可能性があった。この事象においては、作業員は素早く問題を察知して遮蔽扉を閉めたため、更なる被ばくを受けた人はいなかった。

セルへの立入に関する施設の設計は、使用前検査時に変更されており、これらの変更による影響は考慮されたものの、その考慮は適切ではなかった。

特に：

当該セル遮蔽扉用インターロック式鍵交換システムに関する使用前検査により、このシステムの不備を明らかにすることができなかった。

プログラム式論理制御回路は、正しくプログラムされておらず、使用前検査も正しく行われていなかった。

変更の安全上の重要度が正しく分類されなかったため、その評価と管理が不十分であった。

設計者と使用前検査担当者が適切に連絡を取っていなかった。

作業認可書は完了しており、施設が通常状態に復帰したことを示していたが、事実はそうではなかった。

この施設では、暫定プラント改修提案 (TPMP) システムがあまりにも頻繁に使われ、またその管理も適切ではなく、使われていたプラント改修提案 (PMP) システム全体の改善が必要であった。

放射線があるセルへの立入に関する訓練と監督が不適切であった。

評価の説明

基準	説明
2および3実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
6.2.1 最大の潜在的影響	このような行為(活動)に対する最大の潜在的影響はレベル4(致死放射線量)と評価される。
6.2.2 安全防護層の数	多数の安全防護層の故障にもかかわらず、1つの安全防護層、具体的には個人用警報付線量計の使用を必要とするセルへの立入りに関する作業許可手順が残っていた。
6.2.3 基本評価	表 11 に基づき、レベル 2 という深層防護の下での最大評価値が適切である。
6.2.4 付加的要因	深層防護の下での最大評価値を上回る評価値の格上げはできない。
総合的な評価：	レベル2

事例 54 . 燃料装荷時の研究炉における出力暴走 - レベル 2

事象の概要

研究炉の燃料交換時において、出力の暴走が起こり、過大出力により原子炉がトリップした。原子炉は小型のプール型研究炉である。シム制御棒集合体の取替後、燃料集合体を炉心に戻す作業が行われていた。5番目の燃料集合体を装荷した後、原子炉が臨界でないことを確認するため、シム制御棒が引き抜かれた。これらの制御棒は、その後、所定の40%(安全防護位置)ではなく、85%の引抜き位置まで引き抜かれた。6番目の燃料集合体が装荷された際、青い光が見えて、原子炉は過大出力でトリップした。照射燃料を炉心に装荷するために移動させている間の誤トリップを回避するため、中性子束対数トリップ系はバイパスされ、そのバイパスが切られていなかった。過渡的な最大出力は定格の約300%と推定された。燃料交換に関する手順については、見直し・改訂中である。

評価の説明

基準	説明
2および3実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
6.2.1 最大の潜在的影響	この原子炉に対する最大の潜在的影響はレベル4を超えないであろう。(6.2.1節参照)
6.2.2 安全防護層の数	重大な放出を防止するための一つのバリアは、過大出力トリップであった。この防護に関する詳細は提示されていないが、一般的な運転条件下で効果的な2つ以上の多重性を持つ防護トレインがあることが示されない限り、重大な放出を防止する安全防護層は唯一つであったと仮定すべきである。
6.2.3 基本評価	表11から、評価値はレベル2となる。
6.2.4 付加的要因	深層防護の下での最大値を上回る評価値の格上げはできない。
総合的な評価：	レベル2

事例 55 原子カリサイクル施設における臨界に近い事象 - レベル2

事象の概要

プルトニウムリサイクル施設において、高温の硝酸プルトニウムの流れる配管から漏洩が生じ、約24時間の間に合計31 kgの硝酸プルトニウムが配管を収納しているセル内に漏れ出した。漏洩は日々の目視点検で見つかった。高温の硝酸プルトニウムは、高温プルトニウム蒸発器の外表面を流れ落ち、勾配を持ったステンレス鋼張りの床に滴った。溶液は種々の表面を流れ、蒸発し、配管の一番低い部分と下方の床上にプルトニウムが結晶の形で析出し、「鍾乳石」と「石筍」の様な構造物を形成した。漏洩率は物質が検出サンプルに液体として達しない程度であり、サーベイランス巡回により発見された。セルはその後除染され、配管と蒸発器は交換され、施設は供用に復帰した。

配管と床の両方に存在したプルトニウムの量は、当時扱われていた物質の濃度に対する最小臨界質量を超えていなかったが、より濃度の高い物質を取り扱っている時にこの事象が発生していたら、臨界質量を超えていた可能性があった。

評価の説明

この事象は2つの部分に分けて考える必要がある。第一は施設からの放出に関してであり、第二は作業者に対する線量に関してである。

施設からの放出の可能性

基準	説明
2および3実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
6.2.1 最大の潜在的影響	セルに蓄積している物質が全て拡散すれば、レベル5に相当する環境放出の結果になり得る。
6.2.2 安全防護層の数	その様な放出を防止するために利用可能な安全防護層は、少なくとも2つある。 <ul style="list-style-type: none">- 物質が臨界になったとしても、発生するエネルギーでは損傷しなかったと考えられるプルトニウムを収納するセルのコンクリート構造物- 一次および二次の換気系から成る換気緩和系と残っている建屋構造物の併用
6.2.3 基本評価	表11から、レベル2という基本評価値が適切である。
6.2.4 付加的要因	基本評価値の格上げを正当化するような付加的要因はない。
総合的な評価：	レベル2

作業者被ばくの可能性：

基準	説明
2および3実際の影響	この事象による実際の影響はなかった。
6.2.1 最大の潜在的影響	最大の潜在的影響はレベル4（致命的放射線被ばく）と評価されるであろう。
6.2.2 安全防護層の数	臨界に対して防護するための安全防護層で残っているものはない。
6.2.3 基本評価	表11に基づき、基本評価値はレベル2となる。
6.2.4 付加的要因	深層防護の下での基本評価値を上回る評価値の格上げはできない。
総合的な評価：	レベル2

7. 評価手順

以下のページ（図4～図10）に示されているフローチャートは、放射線源ならびに放射性物質の輸送、貯蔵と使用に関連する事象を評価するための INES 評価手順について簡単に説明したものである。

フローチャートは、事象の安全上の重要性を評価する際に従うべき論理的な道筋を示すことを意図としたものである。それは、初めて事象を評価する人のための概観と、INES 使用者マニュアルに精通している人のための手順の概要を示している。必要に応じて、注記と表をフローチャートに添付している。しかし、フローチャートは、本マニュアルに記す詳細なガイダンスから切り離して使用すべきではない。IAEA も、INES 評価方法の使用に関する訓練を支援するため、フローチャートに基づくウェブ・ツールを作成している。

フローチャートに加え、幾つかの実際の事象がどのように評価されているかを説明するために事例に関する2つの表（表12と表13）が示されている。

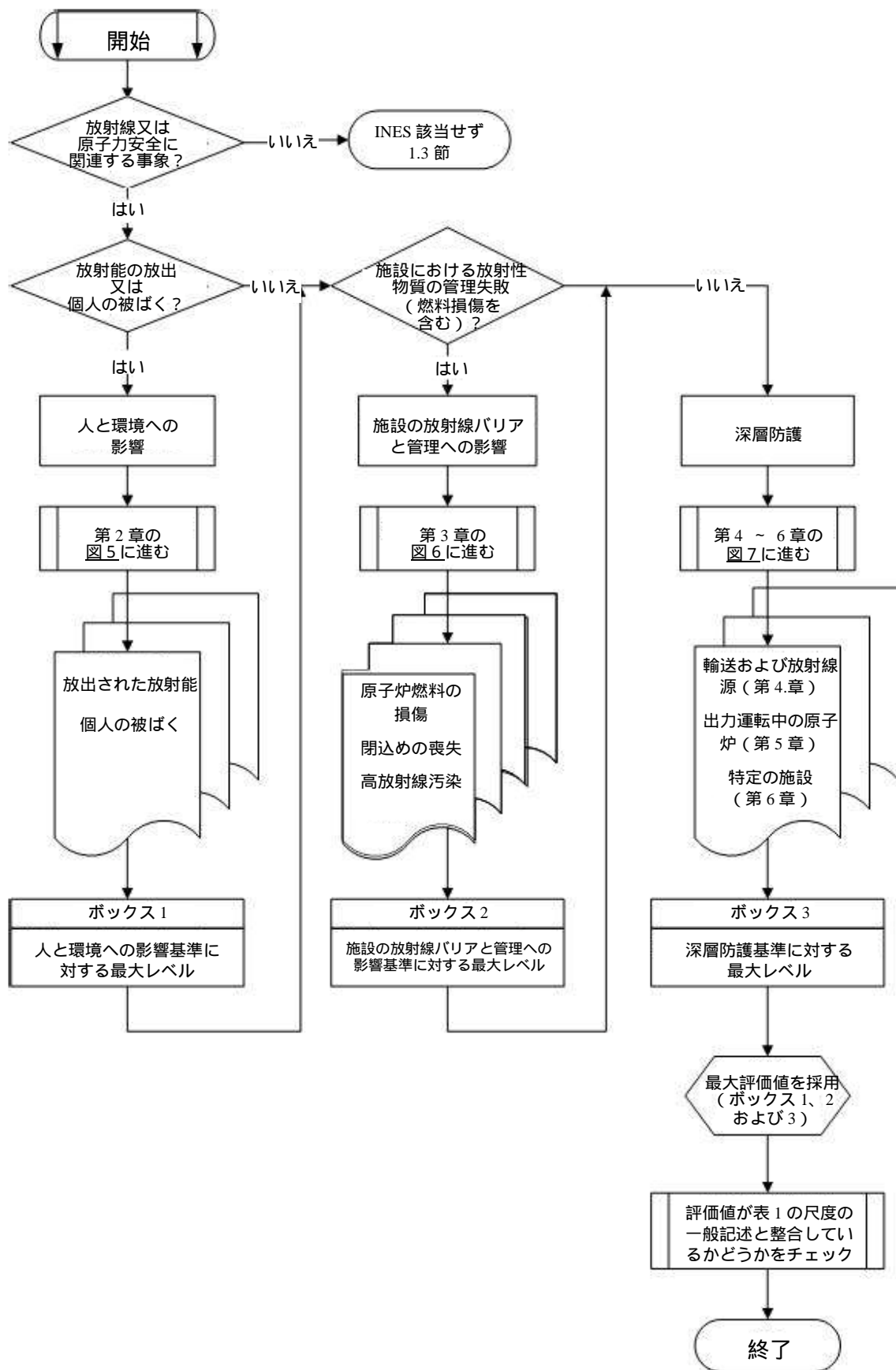
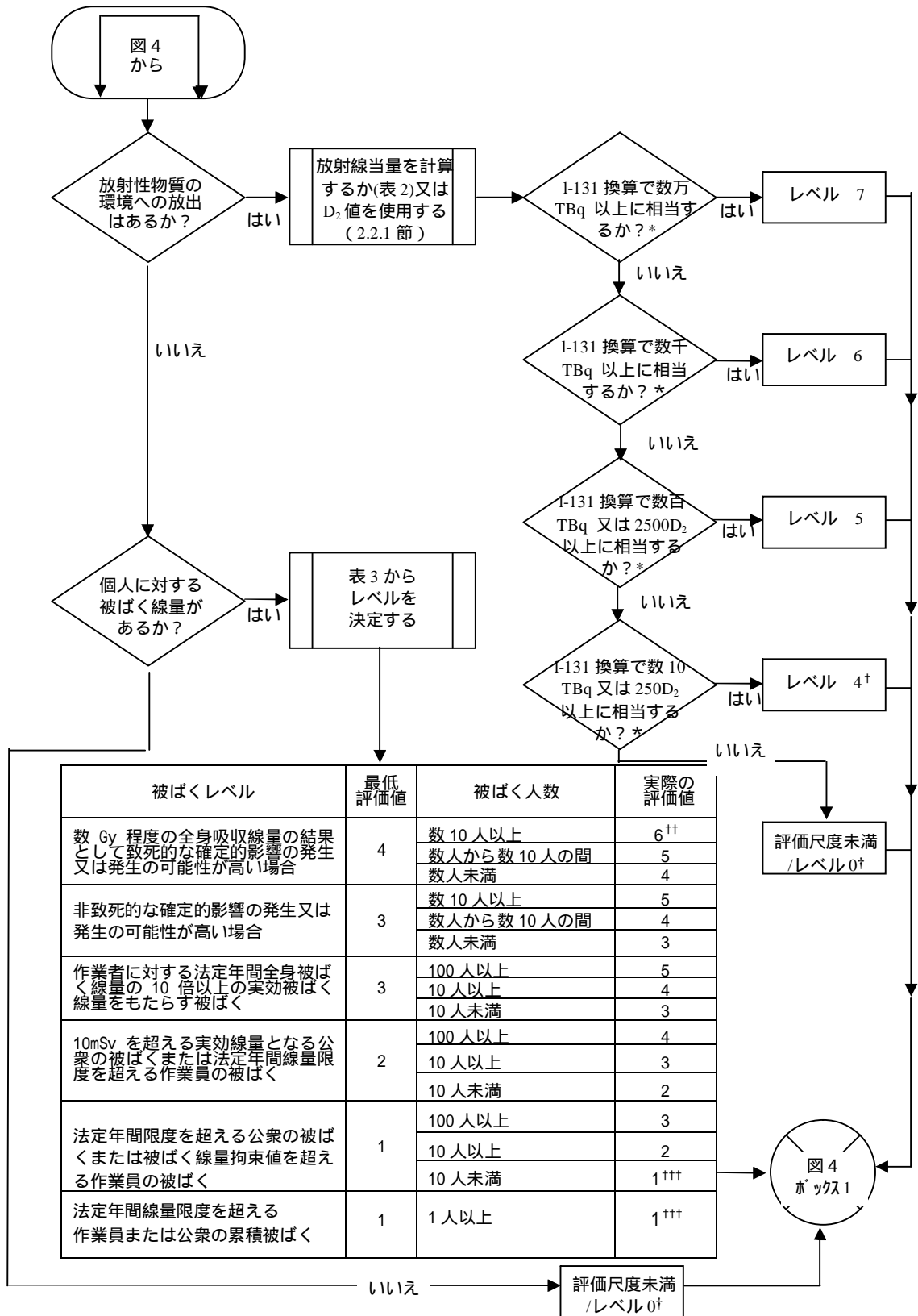


図4. 一般的な INES の評価手順



* これらの基準は、事故早期における放出の規模の推定が大まかにしかできない事故に関連する。このためレベルを決める際に正確な数値を用いることは適切ではない。しかし、これらの基準について国際的に一貫した解釈を行う助けとするために、レベル間の境界を¹³¹Iで約5,000 TBqおよび約50,000 TBqとすることが提唱されている。

† 表3を用いて施設内の人の被ばく線量を評価し、それに基づいて高い方の評価値が妥当か否かが検討することも必要である。放射線源に関わる事象については、レベル6は考えられない。

††† 2.3節において説明したように、レベル1の定義は4章から6章に述べる深層防護基準に基づくものであるが、完全なものとするため、ここに含めている。

図5. 人と環境への影響の評価手順

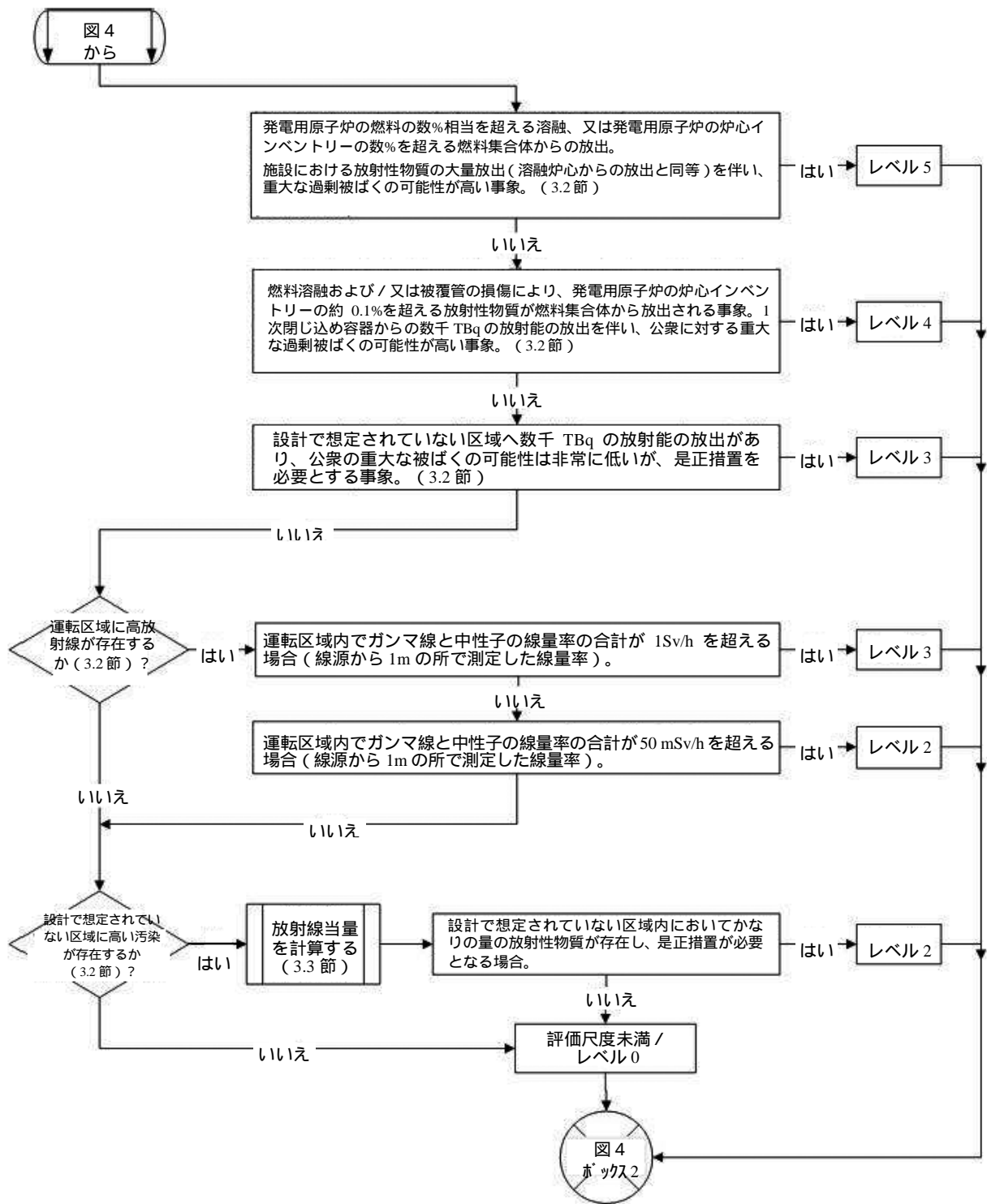


図6. 施設の放射線バリアと管理への影響の評価手順

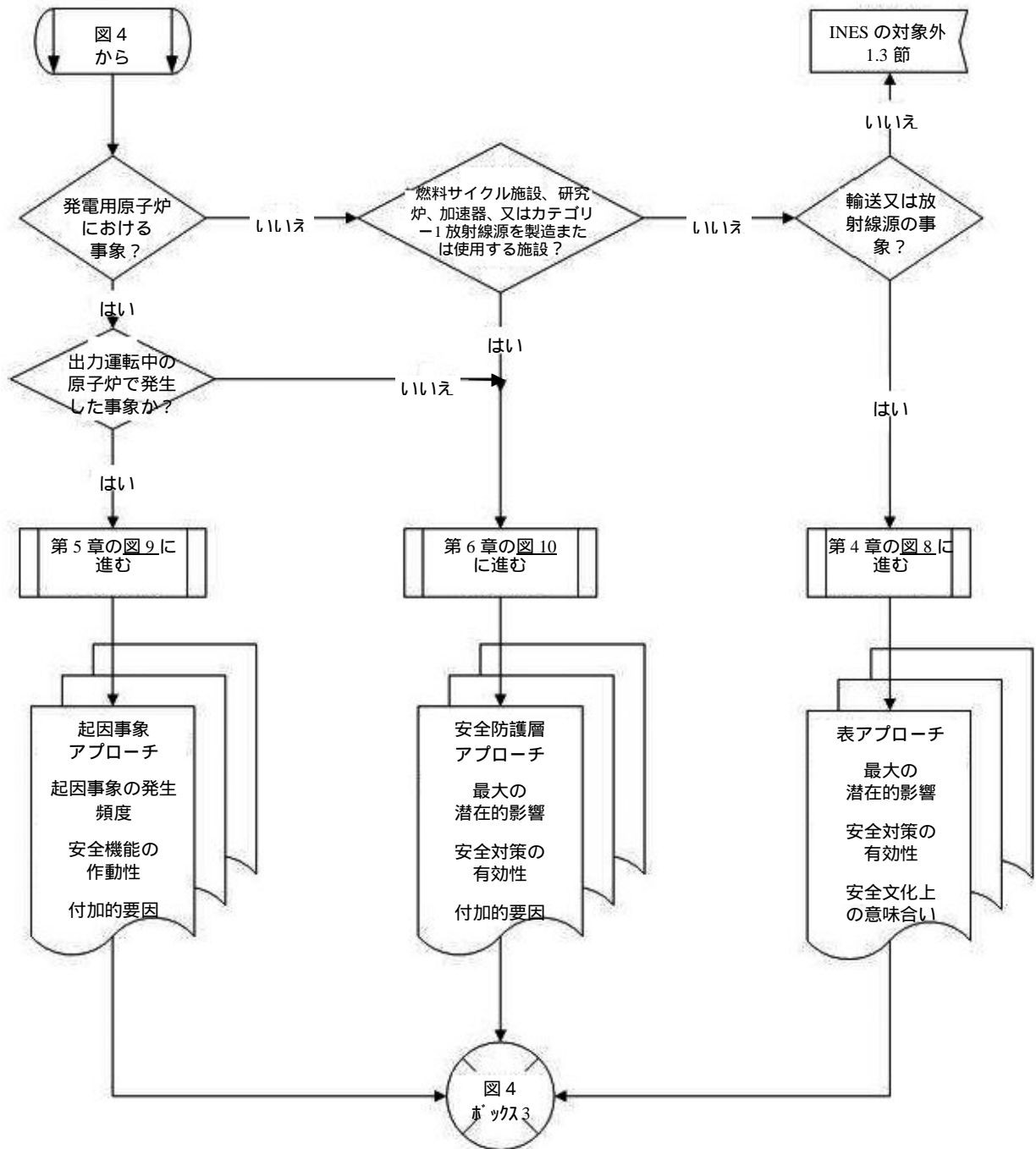
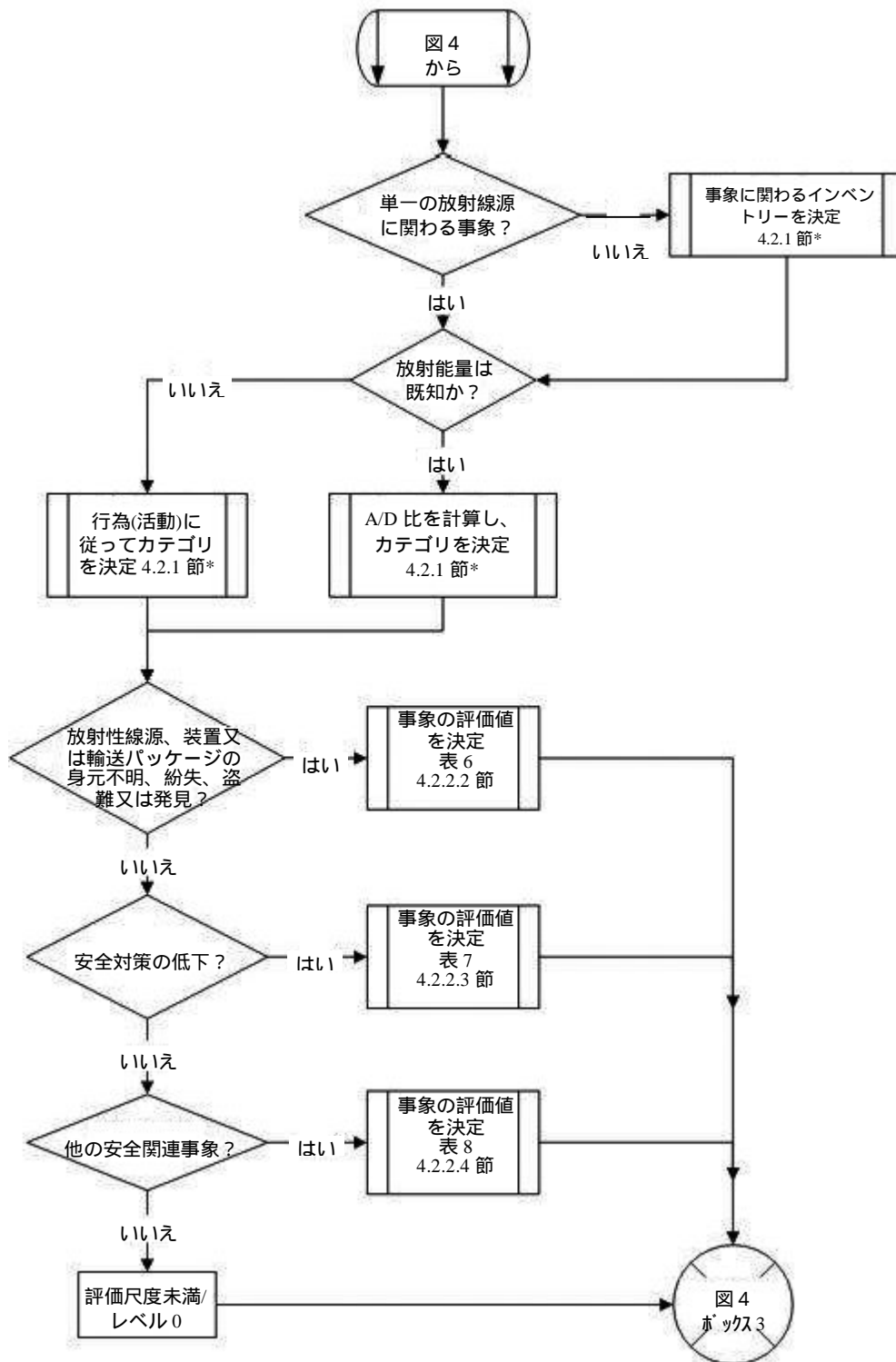
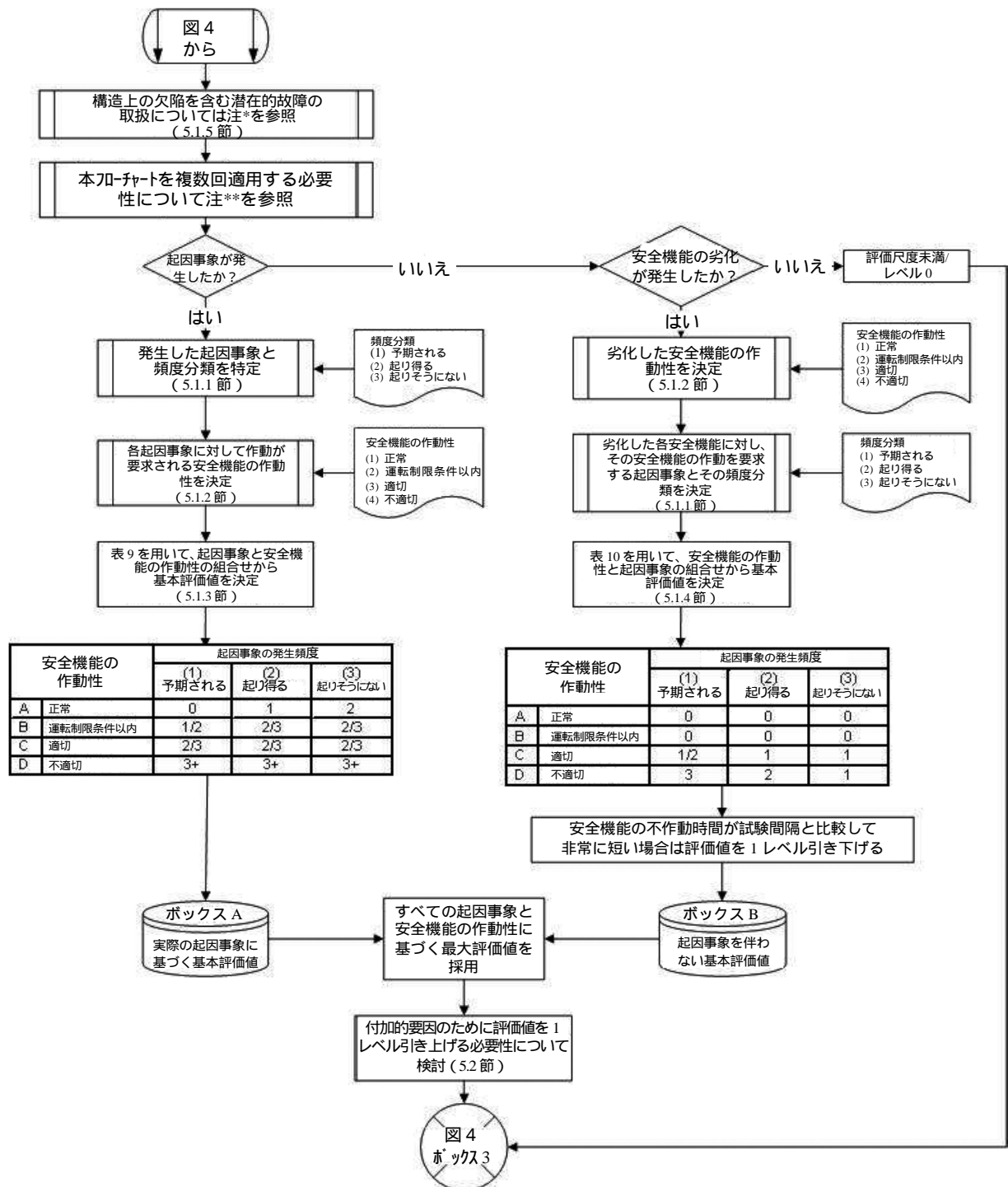


図7. 深層防護に対する影響の一般的な評価手順



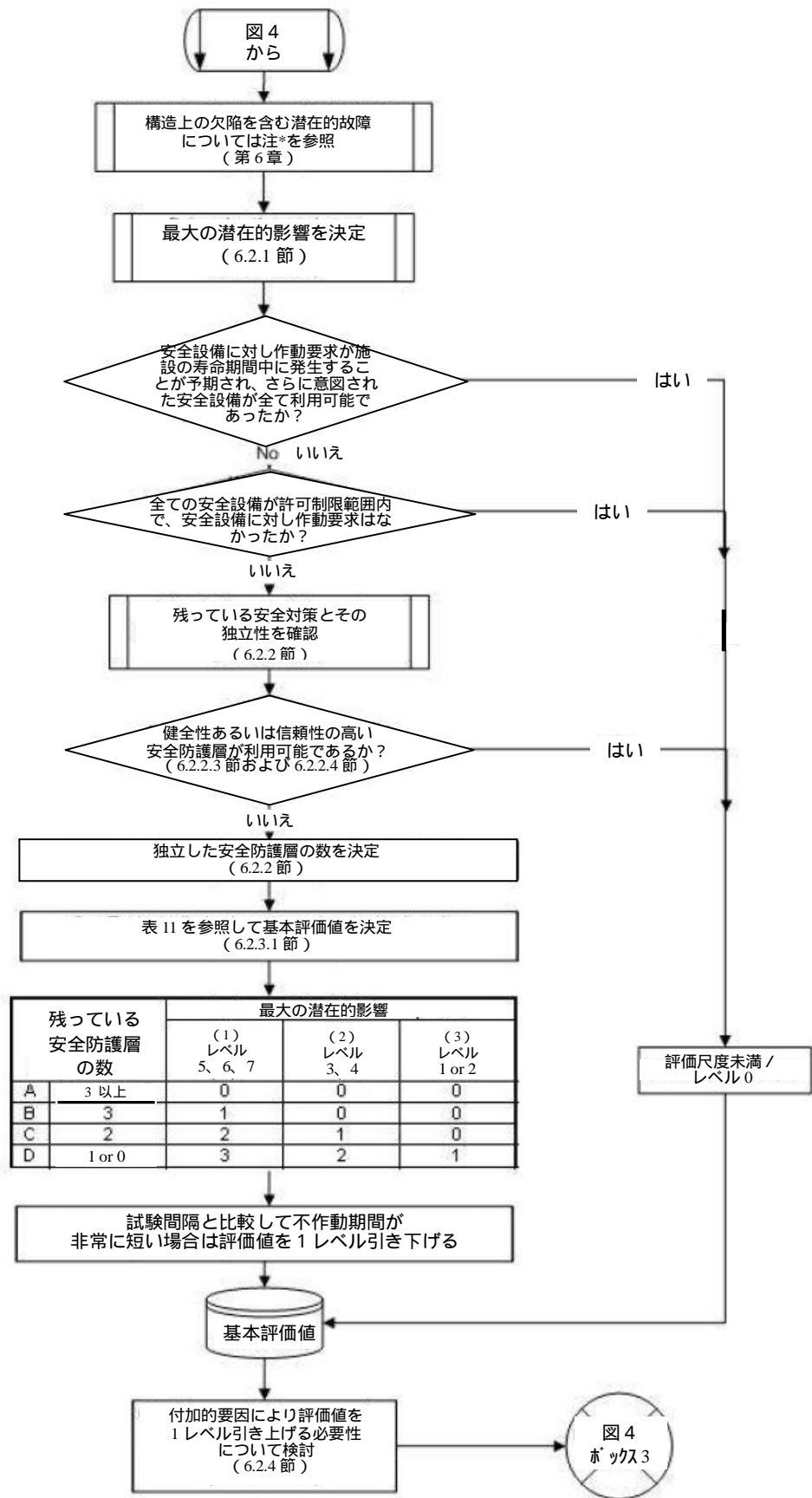
*付録 III および IV も参照のこと。

図 8. 輸送と放射線源事象に対する深層防護への影響の評価手順



- * 潜在的故障については、当該故障が実際に発生したものと仮定し、このフローチャートを用いてその評価値を決める。その後、当該故障が発生した可能性に応じて評価値を引き下げる。5.1.5 節を参照のこと。
- ** 事象は、起因事象と安全機能の劣化の組合せとなり得る。したがって、最も高い評価値を与える起因事象と安全機能の組合せを特定するために、起因事象及び安全機能の作動性をこのフローチャートに数回繰り返し適用することが必要かもしれない。5.1 節を参照のこと。

図 9. 出力運転中の原子炉に対する深層防護への影響の評価手順



* 潜在的故障については、当該故障が実際に発生したものと仮定し、このフローチャートを用いてその評価値を決める。その後、当該が発生した可能性に応じて評価値を引き下げる。6.2.3.2 節を参照のこと。

図 10. 燃料サイクル施設、研究炉、加速器又はカテゴリ 1 の放射線源を有する施設並びに運転中でない原子炉に対する深層防護への影響の評価手順

表 12. 原子力施設における事象を評価するための INES 基準の説明事例

	人と環境	放射線バリアと管理	深層防護
深刻な事故 レベル 7	チェルノブイリ、1986 年。広範囲に及ぶ健康および環境への影響。炉心インベントリーのうち大部分の外部放出。		
大事故 レベル 6	キシュテム、ロシア、1957 年。高放射能レベル廃棄物タンクの爆発による放射性物質の環境への大量の放出。		
広範囲な影響を伴う事故 レベル 5	ウィンズケール炉、英国、1957 年。炉心での火災後の放射性物質の環境への放出。	スリーマイル・アイランド、米国、1979 年。炉心の重大な損傷。	
局所的な影響を伴う事故 レベル 4	東海村、日本、1999 年。原子力施設における臨界事象後の作業員の致死被ばく。	サンローラン・デゾー、フランス、1980 年。サイト外への放射性物質の放出を伴わない原子炉内の燃料チャネルの 1 つの溶融。	
重大な異常事象 レベル 3	事例なし。	セラフィールド、英国、2005 年。大量の放射性物質の施設内放出。	バンデリョス、スペイン、1989 年。原子力発電所における火災により安全システムの機能喪失。
異常事象 レベル 2	アトーチャ、アルゼンチン、2005 年。原子力発電所における作業員の年間限度を超える過大被ばく。	ガダラーシュ、フランス、1993 年。設計で想定されていない区域への汚染の拡大。	フォルスクマルク、スウェーデン、2006 年。原子力発電所における非常用電源系の共通要因故障に対する付加的要因を伴う安全機能の劣化。
逸脱 レベル 1			原子力施設における運転制限の違反。

表 13. 放射線源および輸送を含む事象を評価するための INES 基準の説明事例

	人と環境	深層防護
深刻な事故 レベル 7		
大事故 レベル 6		
広範囲な影響を伴う事故 レベル 5	ゴイアニア、ブラジル、1987 年。廃棄され破損した高放射能の Cs-137 放射性線源による 4 人の死亡と 6 人の数 Gy の線量被ばく。	
同所的な影響を伴う事故 レベル 4	フルリュース、ベルギー、2006 年。商業用放射線治療施設における高放射線量による作業員の重篤な健康への影響。	
重大な異常事象 レベル 3	ヤナンゴ、ペルー、1999 年。放射線撮影装置の線源に関わる事象による重度の放射線火傷。	イキテリイ (Ikitelli)、トルコ、1999 年。高放射性線源 Co-60 の紛失。
異常事象 レベル 2	米国、2005 年、放射線従事者に対する年間限度を超える放射線撮影技師の過大被ばく。	フランス、1995 年。加速器施設におけるアクセス管理設備の故障。
逸脱 レベル 1		湿度・密度計の盗難。

付録 放射線学的等価値の計算

I.1 はじめに

本付録は、特定の放射性核種からの放出放射能を ^{131}I の放出放射能と比較できるよう換算するために用いる増倍係数の計算方法を示す。この分析において、吸入係数の値は、BSS[14]から引用したが、地上沈着に対する線量係数は、IAEA TECDOC-162 [15]から引用した。両出版物ともに現在更新中であるが、そのような更新を行っても、表 14 に示す放射線学的等価値の有効数字に大きな影響はないであろう。

種々の同位元素の相対的重要度を比較するために、このマニュアルの他の部分では D 値を使用しているが、この付録では別の方法を用いている。それは、D 値を用いた計算が、特に放射線源の取扱と輸送にのみ適したシナリオに基づいていることによる。この付録で計算される放射線等価係数では、施設の事故に対してより適切なシナリオに基づく仮定を用いている。

I.2 方法

シナリオと手法を以下にまとめる。

放射能の空气中放出については、次の二つの要素が加えられた：

呼吸割合を $3.3 \times 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$ とした場合の単位空气中濃度[14]の吸入による公衆の成人に対する実効線量 D_{inh} 、

再浮遊、風化作用および地面の粗さを考慮したうえでの地上に沈着した放射性核種からの成人に対する 50 年以上にわたる積算実効線量[15]。地上沈着量は、単体ヨウ素に対して 10^{-2} m/s 、その他の物質に対して $1.5 \times 10^{-3} \text{ m/s}$ という沈着速度(V_g)を用いて空气中濃度と関係付けられる。放射性核種ごとの単位地上沈着濃度からの 50 年以上にわたる積算線量(D_{gnd} , $\text{Sv/Bq} \cdot \text{m}^{-2}$) が使用される。

食物介入レベルにより、事故の影響を受けた個人への有意な線量をもたらされることはないため、この計算には経口摂取による線量は含めていない。

放射能放出量 Q および時間積算した地上レベルの放射性物質の空气中濃度 X (放出 Bq 当りの $Bq \cdot s/m^3$)から得られる総被ばく線量(D_{tot})は次式で表わせる：

$$D_{tot} = Q \cdot X \cdot (D_{inh} \cdot \text{呼吸率} + V_g \cdot D_{gnd})$$

各々の放射性核種について、 ^{131}I に対する相対的な放射線学等価値は $D_{tot} / (Q \cdot X)$ の比として計算された。

施設の汚染については吸入の経路だけが考慮され、また、作業者については吸入係数が考慮されている。

1.3 基本データ

計算に用いる吸入係数は、 U_{nat} とは別に、BSS[14]から引用した。なお、 U_{nat} の値はこの文書には記載されていない。 U_{nat} の値は、 ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U の比48.9%、2.2%、48.9%を用いて、 ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U とそれらの主要な崩壊生成物からの寄与を積算することにより計算された。1つの放射性核種に肺への多くの吸収率が数多くある場合、すべての値がそろっているウランの場合を除いて、吸入係数の最大値を適用した。

地上沈着からの50年間の積算線量については、IAEA TECDOC-1162[15]の値を用いた。

1.4 結果

施設の汚染および大気放出に適用する増倍係数は、各放射性核種に対する値を ^{131}I に対する値で割ることによって求める。これらの値を表14と表15に示す。表16には、INESで使うべき結果(有効数字1桁)を示す。

表 14 施設汚染に関する係数（吸入のみ）

核種	吸入係数 Sv/Bq [14] (作業者)	¹³¹ I に対する比 (増倍係数)
Am-241	2.70E-05	2454.5
Co-60	1.70E-08	1.5
Cs-134	9.60E-09	0.9
Cs-137	6.70E-09	0.6
H-3	1.80E-11	0.002
I-131	1.10E-08	1.0
Ir-192	4.90E -09	0.4
Mn-54	1.20E-09	0.1
Mo-99	5.60E-10	0.05
P-32	2.90E-09	0.3
Pu-239	3.2E-05	2909.1
Ru-106	3.50E-08	3.2
Sr-90	7.70E-08	7.0
Te-132	3.00E-09	0.3
U-235(S) ^a	6.10E-06	554.5
U-235(M) ^a	1.80E-06	163.6
U-235(F) ^a	6.00E-07	54.5
U-238(S) ^a	5.70E-06	518.2
U-238(M) ^a	1.60E-06	145.5
U-238(F) ^a	5.80E-07	52.7
U _{nat}	6.25E-06	567.9

^a 肺吸入タイプ : S : 遅い、M : 中程度、F : 速い
 明確でない場合は、最も保守的な値を使用すること。

表 15 大気放出：地上沈着物と吸入による被ばく線量

核種	地上沈着による50年間の線量係数 [15]	50年間の地上沈着物による被ばく線量	吸入に関する線量係数[14] (公衆)	吸入による被ばく線量	合計被ばく線量	¹³¹ I に対する比 (増倍係数)
	Sv per Bq.m ⁻²	Sv per Bq. s .m ⁻³	Sv per Bq	Sv per Bq.s.m ⁻³	Sv per Bq.s.m ⁻³	
Am-241	6.40E-06	1.01E-08	9.60E-05	3.17E-08	4.17E-08	8100
Co-60	1.70E-07	2.55E-10	3.10E-08	1.02E-11	2.65E-10	51
Cs-134	5.10E-09	7.65E-11	2.00E-08	6.60E-12	1.43E-11	2.8
Cs-137	1.30E-07	1.95E-10	3.90E-08	1.29E-11	2.08E-10	40
H-3	0.00E+00	0.00E+00	2.60E-10	8.58E-14	8.58E-14	0.020
I-131	2.70E-10	2.70E-12	7.40E-09	2.44E-12	5.14E-12	1.0
Ir-192	4.40E-09	6.60E-09	6.60E-09	2.18E-12	8.78E-12	1.7
Mn-54	1.40E-08	2.10E-11	1.50E-09	4.95E-13	2.15E-11	4.2
Mo-99	6.10E-11	9.15E-14	9.90E-14	3.27E-13	4.18E-13	0.08
P-32	6.80E-12	1.02E-14	3.40E-09	1.12E-12	1.13E-12	0.22
Pu-239	8.50E-06	1.28E-08	1.20E-04	3.96E-08	5.24E-08	10000
Ru-106	4.80E-09	7.20E-12	6.60E-08	2.18E-11	2.90E-11	5.6
Sr-90	2.10E-08	3.15E-11	1.60E-07	5.28E-11	8.43E-11	16
Te132	6.90E-10	1.04E-12	2.00E-09	6.60E-13	1.70E-12	0.33
U235(S) ^a	1.50E-06	2.25E-09	8.50E-06	2.81E-09	5.06E-09	980
U235(M) ^a	1.50E-06	2.25E-09	3.10E-06	1.02E-09	3.27E-09	640
U235(F) ^a	1.50E-06	2.25E-09	5.20E-07	1.72E-10	2.42E-09	470
U238(S) ^a	1.40E-06	2.10E-09	8.00E-06	2.64E-09	4.74E-09	920
U238(M) ^a	1.40E-06	2.10E-09	2.90E-06	9.57E-10	3.06E-09	590
U238(F) ^a	1.40E-06	2.10E-09	5.00E-07	1.65E-10	2.27E-09	440
U _{nat}	1.80E-06	2.70E-09	1.04E-05	3.42E-09	6.12E-09	1200
希ガス						無視できる (実質的に 0)

^a 肺吸入タイプ : S : 遅い、M : 中程度、F : 速い
 明確でない場合は、最も保守的な値を使用すること。

表 16 放射線学的等価値

核種	増倍係数 ^a	
	施設汚染	大気放出
Am-241	2000	8000
Co-60	2	50
Cs-134	0.9	3
Cs-137	0.6	40
H-3	0.002	0.02
I-131	1	1
Ir-192	0.4	2
Mn-54	0.1	4
Mo-99	0.05	0.08
P-32	0.3	0.2
Pu-239	3000	10000
Ru-106	3	6
Sr-90	7	20
Te-132	0.3	0.3
U-235(S) ^b	600	1000
U-235(M) ^b	200	600
U-235(F) ^b	50	500
U-238(S) ^b	500	900
U-238(M) ^b	100	600
U-238(F) ^b	50	400
U _{nat}	600	1000

^a 増倍係数は、有効数字 1 桁に丸めている

^b 肺吸入タイプ : S : 遅い、M : 中程度、F : 速い
 明確でない場合は、最も保守的な値を使用すること。

付録 II. 確定的影響に対するしきい値レベル

2.3.1 節に記した確定的影響に関する基準は、観察できる確定的影響に関連するよう意図されている。しかしながら、評価の時点で確定的影響が実際に発生するかどうか分からない場合には、この付録に示すデータを用い被ばく線量に基づいて評価値を決めることができる。

II.1 致命的な確定的影響

参考文献 [10]に基づいて、医学的処置を受けた場合の放射線による急性死亡の起こりやすさは、被ばくの程度に応じて、表17に示すようになる。

II.2 その他の確定的影響

外部被ばくの評価に際し、しきい値レベルはRBE 荷重吸収線量で表し、その値を表 18 に示す。内部被ばくについて、しきい値レベルは、預託 RBE 荷重吸収線量で表わされ、その値は表 19 に示される。RBE は表 20 に与えられている。全ての表は、IAEA の EPR-D-値 (2006) [5]を単純化したものである。

表 17. 過剰被ばくによる致命的な確定的影響の起こりやすさ

短時間全身被ばく 線量 (Gy)	医学的処置を受けた場合の 放射線による急性死亡の起こりやすさ (%)
0.5	0
1	0
1.5	< 5
2	< 5
3	15 - 30
6	50
10	90

表 18. 外部被ばくによる RBE 荷重吸収線量のしきい値レベル

被ばく	影響	臓器又は組織	しきい値レベルの値 (Gy)
近接した放射線源による局所的な被ばく	軟組織の壊死	軟組織 ^a	25
表面汚染からの接触被ばく	湿部落屑	皮膚又は肌	10 ^c
離れた放射線源や浸漬による全身被ばく	(脚注 b)	胴	1 ^b

- a) 面積 100 cm² を超える軟組織で体表面から約 0.5 cm の深さまで。
- b) 値は、均一な全身照射によって深刻な確定的影響をもたらす最小しきい値被ばく線量である。しきい値 1 Gy は、IAEA-TECDOC-1432 [8] の表 1-3 に示されている赤色骨髄、甲状腺、眼の水晶体および生殖器官に深刻な確定的影響が発症するしきい値レベルの下限であることから選定された。
- c) 少なくとも 100 cm² の皮膚がこのレベルの被ばくを受けると深刻な確定的な健康上の影響が発症すると考えられる。この線量は、皮膚表面から 40 mg/cm² (または 0.4 mm) の深さの皮膚組織に対するものである。

表 19. 内部被ばくによる預託 RBE 荷重吸収線量のしきい値レベル

被ばく経路	影響	標的臓器又は組織	しきい値レベル	
			値 (Gy)	預託期間 (日) (脚注d)
吸入および摂取	造血症候群	赤色骨髄 ^{a,b}	0.2 ^c 2 ^d	30
吸入	肺炎	歯槽間質領域又は 呼吸器	30	30
吸入および摂取	消化器症候群	結腸	20	30
吸入および摂取	甲状腺機能低下	甲状腺	2 ^e	365 ^f

a 医学的指示療法の場合

b $Z < 89$ の核種と比較して $Z > 90$ の放射性核種は、生物動学的プロセスが異なっているため、内部被ばくによる赤色骨髄内の線量形成の動力学が異なる。したがって、放射性核種は、関連する健康への影響リスクを評価する際の過剰な保守性を避けるため、2つのグループに分けられている。

c $Z > 90$ の放射性核種の場合

d $Z < 89$ の放射性核種の場合

e 参考文献[9]の付録 A の値を使用。

f 重大な甲状腺へ影響をもたらす放射性核種 (I および Te の同位元素) の生物学的および物理的半減期を考慮すると、これらの線量係数は、実際には、365 日よりもはるかに少ない預託期間に対するものであった。しかし、この基準レベルに対しては 365 日の預託期間が当てはめられる。

表 20. 深刻な確定的健康への影響に対して使用される RBE

健康への影響	決定臓器	被ばく ^a	RBE
造血症候群 ^b	赤色骨髄	外部	1
		外部 n ⁰	3
		内部 β、	1
		内部 α	2
肺炎	肺	内部 β、	1
		内部 α	7
GI 症候群	結腸	内部 β、	1
		内部 α	0 ^c
		外部 n ⁰	3
湿部落屑	肌 ^d	外部 β、	1
急性放射線甲状腺炎	甲状腺	若干のヨウ素同位元素の摂取 ^e	0.2
		他の甲状腺物質	1
壊死	軟組織 ^f	外部 β、	1

- a: 外部β、線被ばくには、放射線源物質内で生成される制動放射線による被ばく線量も含まれる。
- b: 医学的支持療法の場合
- c: 結腸の中に均一に分布するアルファ放射体の場合、腸壁の照射は無視できるものと仮定されている。
- d: 生命を脅かすと考えられる100 cm²の皮膚面積[9]に対し、皮膚の被ばく線量は、[10]、[11]の段落(305)、(306)及び(310)、並びに[12]の3.4.1節に勧告されるように、深さ0.4 mmに対して計算すべきである。
- e: 甲状腺の決定組織への均一な照射は、¹³¹I、¹²⁹I、¹²⁵I、¹²⁴I及び¹²³Iなどのヨウ素の低エネルギー・ベータ線放射同位元素に対する内部被ばくより、確定的な健康への影響を生み出す可能性が5倍高いものと仮定されている[9]。甲状腺に付着する放射性核種は、甲状腺組織内で不均一な分布を有している。ヨウ素-131は、低エネルギー・ベータ粒子を放射し、これによって他の組織におけるエネルギーの消散が起こることで、重要な甲状腺組織の照射による有効性が低下する。
- f: 100 cm²以上の面積にわたる身体表面下0.5 cmの深さの組織は、深刻な確定的影響をもたらす[8,13]。

付録 III 一連の放射性同位元素に対する D 値

情報は、IAEA の放射性線源の分類[1]から得たものである。この出版物とその参考資料 [5] において、二つのタイプの D 値が考慮されている。D 値は、これ以上の線源は“危険”と考えられ、安全に且つ確実に管理されない場合、深刻な確定的影響を引き起こす可能性のある放射能レベルである。

D1値は、管理されていないが拡散していない（即ち、密閉されたままである）場合、深刻で確定的な健康への影響を引き起こすことが合理的に予想されるような緊急事態に至るかもしれない放射線源の放射能である。

D2値は、“管理されておらず拡散している場合、深刻で確定的な健康への影響を引き起こすことが合理的に予想できるような緊急事態に至るかもしれない放射線源の放射能である。”

従って、D値の推奨値は、D1値とD2値の最大値である。

このアプローチと整合させるために、この添付には二組のD値が示されている。基準が拡散物質に関する第2章に対し、D2値(表21)が使用され、基準が深層防護に関する第4章についてはD値(表22)を使用すべきである。

.1 第2章の基準に使用するための放射性核種の D₂ 値

表 21 一連の放射性同位元素に対する D₂ 値

放射性核種	D ₂ (TBq)
Am-241	6.E-02
Am-241/Be	6.E-02
Au-198	3.E+01
Cd-109	3.E+01
Cf-252	1.E-02
Cm-244	5.E-02
Co-57	4.E+02
Co-60	3.E+01
Cs-137	2.E+01
Fe-55	8.E+02
Gd-153	8.E+01
Ge-68	2.E+01
H-3	2.E+03
I-125	2.E-01
I-131	2.E-01
Ir-192	2.E+01
Kr-85	2.E+03
Mo-99	2.E+01
Ni-63	6.E+01
P-32	2.E+01
Pd-103	1.E+02
Pm-147	4.E+01
Po-210	6.E-02
Pu-238	6.E-02
Pu-239/Be	6.E-02
Ra-226	7.E-02
Ru-106(Rh-106)	1.E+01
Se-75	2.E+02
Sr-90(Y-90)	1.E+00
Tc-99 _m	7.E+02
Tl-204	2.E+01
Tm-170	2.E+01
Yb-169	3.E+01

2 第4章の基準に使用するための放射性核種のD値

表22 一連の放射性同位元素に対するD値

放射性核種	D (TBq)
Am-241	6.E-02
Am-241/Be	6.E-02
Au-198	2.E-01
Cd-109	2.E+01
Cf-252	2.E-02
Cm-244	5.E-02
Co-57	7.E-01
Co-60	3.E-02
Cs-137	1.E-01
Fe-55	8.E+02
Gd-153	1.E+00
Ge-68	7.E-01
H-3	2.E+03
I-125	2.E-01
I-131	2.E-01
Ir-192	8.E-02
Kr-85	3.E+01
Mo-99	3.E-01
Ni-63	6.E+01
P-32	1.E+01
Pd-103	9.E+01
Pm-147	4.E+01
Po-210	6.E-02
Pu-238	6.E-02
Pu-239/Be	6.E-02
Ra-226	4.E-02
Ru-106(Rh-106)	3.E-01
Se-75	2.E-01
Sr-90(Y-90)	1.E+00
Tc-99m	7.E-01
Tl-204	2.E+01
Tm-170	2.E+01
Yb-169	3.E-01

.3 合計値の計算

多数の放射性線源や輸送パッケージが該当する場合、合計の D 値を計算すべきである。放射性線源の分類のガイダンス[1]、および、放射性物質の安全輸送に関する規制[b]に基づきその合計値は以下のように計算される：

$$1/D = \sum f_i/D_i$$

ここで、D は D の合計値であり、 f_i は同位元素 i の割合であり、 D_i は同位元素 i の D 値である。

または、

$$A/D = \sum A_i/D_i$$

ここに、A は合計放射能であり、 A_i は同位元素 i の放射能である。

付録 IV： 共通の行為(活動)に基づく放射性線源の分類

IAEA の放射性線源の分類 [1] から得られた情報

表 23 共通の行為(活動)に基づく線源の分類

分類	共通の行為(活動)の分類	代表的な同位元素
1	放射性同位元素熱電気発生装置 (RTG)	Sr-90, Pu-238
	照射装置	Co-60, Cs-137
	遠隔照射治療装置	Co-60, Cs-137
	固定型マルチビーム遠隔照射治療装置 (ガンマナイフ)	Co-60
2	産業用ガンマ線撮影装置	Co-60, Se-75, Ir-192, Yb-169, Tm-170
	高 / 中線量率小線源治療装置	Co-60, Cs-137, Ir-192
3	工業用固定計器	
	- レベルゲージ	Co-60, Cs-137
	- 浚渫ゲージ	Co-60, Cs-137
	- 高放射線源を含むコンベア ゲージ	Cs-137, Cf-252
	- 回転パイプ ゲージ	Cs-137
- ボーリング検層ゲージ	Am-241/Be, Cs-137, Cf-252	
4	低線量率小線源治療装置 (アイ ブラークと永久埋込線源を除く)	I-125, Cs-137, Ir-192, Au-198, Ra-226, Cf-252
	厚さ / 充填 レベルゲージ	Kr-85, Sr-90, Cs-137, Am-241, Pm-147, Cm-244
	携帯用ゲージ (例えば、湿度 / 密度ゲージ)	Cs-137, Ra-226, Am-241/Be, Cf-252
	骨密度測定器	Cd-109, I-125, Gd-153, Am-241
	静電気除去装置	Po-210, Am-241

表 23 共通の行為(活動)に基づく線源の分類

分類	共通の行為(活動)の分類	代表的な同位元素
5	低線量率小線源治療用アイ プラークと 永久埋込線源	Sr-90, Ru/Rh-106, Pd-103
	X 線蛍光装置	Fe-55, Cd-109, Co-57
	電子捕獲装置	Ni-63, H-3
	メスバウアー分光分析計	Co-57
	陽電子放出型断層写真撮影(PET)用 チェック線源	Ge-68

參考資料

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Categorization of Radioactive Sources, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.9, IAEA, Vienna (2005).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The International Nuclear Event Scale (INES) User's Manual, 2001 Edition, IAEA, Vienna (2001).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Rating of Transport and Radiation Source Events: Additional Guidance for the INES National Officers, Working Material, IAEA-INES WM 04/2006, IAEA, Vienna (2006).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Clarification for Fuel Damage Events, Working Material, IAEA-INES WM/03/2004, IAEA, Vienna (2004).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Dangerous Quantities of Radioactive Material (D-Values), Emergency Preparedness and Response, EPR-D-Values-2006, IAEA, Vienna (2006).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material — 2005 Edition, IAEA Safety Standards Series No. TS-R-1, IAEA, Vienna (2005).
- [7] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Safety Culture, Safety Series No. 75-INSAG-4, IAEA, Vienna (1992).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Development of an Extended Framework for Emergency Response Criteria: Interim Report for Comment, IAEA-TECDOC-1432, IAEA, Vienna (2006).
- [9] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Health Effects Models for Nuclear Power Plant Accident Consequence Analysis, Low LET Radiation, Rep. NUREG/CR-4214, Rev.1, Part II SAND85-7185, NRC, Washington, DC (1989).
- [10] HOPEWELL, J.W., Biological Effects of Irradiation on Skin and Recommendation Dose Limits, Radiat. Prot. Dosimetry 39, 1/3 (1991) 11–24.
- [11] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The Biological Basis for Dose Limitation in the Skin, Publication 59, Ann ICRP 22, 2. Pergamon Press, Oxford (1991).
- [12] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Dosimetry of External Beta Rays for Radiation Protection, ICRU Report 56, ICRU, Bethesda, MD (1996).
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Diagnosis and Treatment of Radiation Injuries, Safety Reports Series No. 2, IAEA, Vienna (1998).

- [14] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1996).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency, IAEA-TECDOC-1162, IAEA, Vienna (2000).
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection (2007 Edition), IAEA, Vienna (2007).
- [17] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, IAEA, Vienna (1996).
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, Safety Series No. 75-INSAG-3, IAEA, Vienna (1999).
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code of Conduct on the Safety and Security of Radioactive Sources, IAEA, Vienna, (2004).

附属資料 I.

深層防護

原子力発電所の安全運転は、3つの基本的安全機能を維持することによって確保されるとしばしば言われている。

- (1) 反応度の制御
- (2) 燃料の冷却
- (3) 閉じ込め

これは、3つの基本的安全機能を維持することによって、安全運転が確保されると述べることにより、放射性物質の使用を伴う活動の安全な運転/操作に適用されるものと一般化することができる。

- (1) 反応度又はプロセス状態の制御
- (2) 放射性物質の冷却
- (3) 放射性物質の管理（例えば、放射性物質の閉じ込め及び遮蔽）

幾つかの行為(活動)に対しては、これらの安全機能のすべてが必ずしも関連していない（例えば産業用 X 線撮影では3番目の機能のみが関連している）。

各安全機能は、優れた設計、十分に管理された運転、及び一連の体系と運用管理によって確保される。深層防護アプローチは、一般的に、これらの各側面に適用され、設備の故障、人的過誤及び計画外に発展する事象の発生の可能性を酌量している。

従って、深層防護は、保守的な設計、品質保証、サーベイランス、緩和措置、及び継続的なレベルの各々を強化する一般的な安全文化、の組合せである。

深層防護は、主要な原子力及び放射線施設の設計及び運転に対する基本である。IAEA 安全シリーズ No. 75-INSAG-3 [-1] 「原子力発電プラントに対する基本安全原則」には、以下のように記載されている。

「潜在的な人的や機械的な故障を補償するため、放射性物質の環境への放出を防止する連続したバリアを含む幾つかの防護レベルに重点をおいて深層防護の概念が導入される。その概念には、プラント及びバリア自体の損傷を回避することによるバリアの防護が含まれる。さらに、これらのバリアが完全に有効とはならない場合の危害から公衆と環境を防護するための更なる手段も含まれる。」

深層防護は、様々な方法で考えることができる。例えば、放射性物質の放出を防止するために設けられている障壁の数と考えることもできる（例えば、燃料、被覆管、圧力容器、格納容器）。同様に、事故が発生する前に故障しなければならないような系統の数も考えることもできる（例えば、外部電源喪失に加えすべての必須ディーゼルの故障）。INES 評価手順において採用されているのは、後者のアプローチである。

施設の安全性に対する根拠の中で、運転設備は、安全設備から区別することもある。運転設備が故障した場合には、追加的な安全対策が正常に働きその安全機能を維持する。安全対策は、手順書、運用管理、あるいは静的又は動的系統のいずれであってもよく、これらは通常、多重性を以って備えられており、運転制限条件によってそれが使用可能かどうか管理されている。

安全設備に対する作動の要求の頻度は、優れた設計、運転、保守、及びサーベイランスによって最低限に抑えられる。例えば、原子炉の 1 次系や、再処理プラント内の主要配管及び容器の故障頻度は、設計余裕、品質管理、運転制限、及びサーベイランスなどによって最低限に抑えられる。同様に、原子炉の過渡事象の発生頻度は、運転手順と制御系によって最低限に抑えられる。通常の運転及び制御系は、安全設備に対する作動の要求の頻度を最低限に抑えることに寄与する。

INSAG-10 [-2] (INES の開発以降に作成された) には、設計及び運転における深層防護の具体化に関して更に多くの詳細が提示されており、表 -1 には、INSAG-10 に記載されている概念を、深層防護の INES の評価の中にどのように組み込むかが示されている。

参考資料

[I-1] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, Safety Series No. 75-INSAG-3, IAEA, Vienna (1999).

[I-2] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, IAEA, Vienna (1996).

表 I-1. 設計及び運転における深層防護

目的	実施手段	INES 内の処理	
		発電用原子炉の場合 (5章)	他の施設の場合 (6章)
異常な運転と故障の防止	保守的な設計と建設及び運転における高い品質	起因事象の可能性を考慮することによって対処される。	十分に設計されている各システムは、1 つ又は複数の安全防護層と考えられている。
異常な運転の管理と故障の検出	制御、制限及び防護系並びに他のサーベイルンス機能	制御及びサーベイルンス機能は、起因事象の可能性を考慮することによって対処される。保護システムは、安全システムとして含まれており、安全機能の作動性を考慮することによって対処される。	1 つ又は複数の安全防護層と考えられている。
設計基準内事故の管理	工学的安全機能と事故時手順	安全機能の作動性を考慮することによって対処される。	1 つ又は複数の安全防護層と考えられている。
事故の進展の防止とシビアアクシデントの影響の緩和を含む、苛酷なプラント状態の管理	補完的措置とアクシデント・マネジメント	安全機能の作動性を考慮することによって対処される。	1 つ又は複数の安全防護層と考えられている。
放射性物質の大量放出による放射線学的影響の緩和	所外の緊急時対応	深層防護の一部と考えられていない。これらの措置は、INES ユーザー・マニュアルの前半の章で考慮されているような実際の結果(被ばく線量等)に影響を与える。	深層防護の一部と考えられていない。これらの措置は、INES ユーザー・マニュアルの初期の章で考慮されている実際の結果(被ばく線量等)に影響を与える。

附属資料 II.

起因事象およびそれらの発生頻度の事例

各原子炉は、安全の根拠の一部として、起因事象のリストと分類を有している。この付録においては、発電用原子炉に対し過去に使用された設計基準起因事象の典型的な事例の一部を、予期される、起り得る、起りそうにない、に分類して示してある。

-1. 加圧水型原子炉（PWRとVVER）

-1.1 カテゴリー1 “ 予期される ”

- 原子炉トリップ
- 不用意なケミカルシムの希釈
- 給水流量の喪失
- 動的機器（例えば、安全弁または逃がし弁）の不用意な作動による1次冷却系の減圧
- 常用または補助の加圧器スプレイ冷却による不用意な1次冷却系の減圧
- 制御された原子炉の停止と炉心冷却を妨げない2次系の漏えい
- 技術仕様書を超えるが、伝熱管1本の完全破断には相当しない蒸気発生器伝熱管の漏えい
- 制御された原子炉停止と炉心冷却を妨げない1次冷却系の漏えい
- 電圧と周波数の擾乱を考慮に入れた外部交流電源の喪失
- 燃料集合体の装荷方向や装荷位置を間違えた状態での原子炉運転
- 燃料取替時における制御棒集合体1体の不用意な引抜き
- 軽微な燃料取扱い異常事象
- 1次冷却材ポンプ軸固着を除く1次冷却材強制循環の全喪失あるいは中断

-1.2 カテゴリー2 “ 起り得る ”

- 小破断冷却材喪失事故（小LOCA）
- 蒸気発生器伝熱管1本の完全破断

- 使用済燃料集合体 1 体の落下
- 通常の補給能力を超えた使用済燃料プールからの漏えい
- 多数の安全弁または逃がし弁からの 1 次冷却材のプロードダウン

-1.3 カテゴリー3 “ 起りそうにない ”

- 1 次冷却材圧力バウンダリーの最大口径配管の破断を含む大規模なLOCA
- 制御棒 1 本の飛び出し
- 最大口径配管の破断を含む出力変換系の配管破断
- 使用済燃料集合体 1 体の、他の使用済燃料集合体上への落下

-2. 沸騰水型原子炉 (BWR)

-2.1 カテゴリー1 “ 予期される ”

- 原子炉トリップ
- 原子炉出力運転中の制御棒 1 本の不用意な引抜き
- 給水流量の喪失
- 原子炉圧力制御系の故障
- 主蒸気系からの漏えい
- 制御された原子炉停止と炉心冷却を妨げない原子炉冷却材系の漏えい
- 電圧と周波数の擾乱を考慮に入れた外部交流電源の喪失
- 燃料集合体の装荷方向や装荷位置を間違えた状態での原子炉運転
- 燃料取替時における、制御棒集合体 1 体の不用意な引抜き
- 軽微な燃料取扱い異常事象
- 原子炉冷却材強制循環の喪失

-2.2 カテゴリー2 “ 起り得る ”

- 小LOCA
- 主蒸気配管の破断

- 使用済燃料集合体 1 体の落下
- 通常の補給能力を超えた使用済燃料プールからの漏えい
- 複数の安全弁または逃がし弁からの原子炉冷却材のブローダウン

-2.3 カテゴリー3 “ 起りそうにない ”

- 原子炉冷却材圧力バウンダリーの最大口径配管の破断を含む大規模な大LOCA
- 制御棒 1 本の落下
- 主蒸気配管の大破断
- 使用済燃料集合体 1 体の他の使用済燃料集合体の上への落下

-3. CANDU型加圧重水型原子炉

-3.1 カテゴリー1 “ 予期される ”

- 原子炉トリップ
- 不用意なケミカルシムの希釈
- 給水流量の喪失
- 動的機器（例えば、フィード、ブリードまたは逃がし弁）の故障あるいは不用意な作動による原子炉冷却材系の圧力制御（高または低）の喪失
- プラントの運転制限を上回るが完全破断には至らない蒸気発生器伝熱管の漏えい
- 制御された原子炉停止と炉心冷却を妨げない原子炉冷却系の漏えい
- 制御された原子炉停止と炉心冷却を妨げない 2 次系の漏えい
- 電圧と周波数の擾乱を考慮に入れた外部交流電源の喪失
- 燃料バンドルの位置を間違えた状態での運転
- 軽微な燃料取扱い異常事象
- 原子炉冷却材ポンプのトリップ
- 1台以上の蒸気発生器への給水の喪失
- 個々のチャンネルにおける流量閉塞（70%未満）
- 減速材冷却の喪失
- 計算機制御の喪失
- 反応度の局所的な計画外増加

-3.2 カテゴリー2 “ 起り得る ”

- 小LOCA（圧力管破断を含む）
- 蒸気発生器伝熱管 1本の完全破断
- 複数の安全弁または逃がし弁からの原子炉冷却材のプロードダウン
- 照射燃料の損傷と照射燃料を充填した燃料交換機の冷却喪失
- 通常の補給能力を超えた照射燃料ベイからの漏えい
- 給水配管の破断
- 個々のチャンネルにおける流路閉塞（70%以上）
- 減速材の機能不全
- エンドシールド冷却の喪失
- 原子炉停止時冷却の故障
- 反応度の計画外バルク増加
- サービス水の喪失（低圧、高圧サービス水または再循環冷却水）
- 計装用空気の喪失
- 所内電源の喪失（クラスIV、III、II又はI）

-3.3 カテゴリー3 “ 起りそうにない ”

- 原子炉冷却材圧力バウンダリーの最大口径配管の破断を含む大規模なLOCA
- 最大口径配管の破断を含むタービン発電機系の配管破断

-4. RBMK型原子炉（LWGR）

-4.1. カテゴリー1 “ 予期される ”

- 原子炉トリップ
- 原子炉出力の中性子制御系の不具合
- 給水系流量の喪失
- 動的機器（例えば、安全弁あるいは逃がし弁）の不用意な作動による原子炉冷却系（1次系）の減圧
- 通常の原子炉トリップと炉心冷却を妨げない1次系の漏えい

- 1 グループの燃料チャンネルおよび原子炉保護系チャンネルを通る冷却材流量の減少
- 原子炉の黒鉛スタック内のヘリウム混合ガス流量の減少
- 電圧と周波数の擾乱を含む外部交流電源の喪失
- 燃料集合体の装荷方向や装荷位置を間違えた状態での原子炉運転
- 軽微な燃料取扱い異常事象
- 燃料取替時の燃料チャンネルの減圧

-4.2. カテゴリー2 “ 起り得る ”

- 小LOCA
- 使用済燃料集合体の落下
- 通常の補給能力を超えた使用済燃料プールからの漏えい
- 複数の安全弁または逃がし弁からの1次冷却材の漏えい
- 燃料チャンネルあるいはRPSチャンネルの破損
- 任意の燃料チャンネルの冷却水流量喪失
- RPS冷却配管の冷却水流量喪失
- 原子炉の黒鉛スタック内のヘリウム混合ガス流量の完全喪失
- 出力運転時の燃料取替機運転中の緊急事態
- 補機電源の完全喪失
- 非常用炉心冷却系（ECCS）から原子炉への許可されていない冷水の注入

-4.3. カテゴリー3 “ 起りそうにない ”

- 原子炉冷却材圧力バウンダリーの最大口径配管の破断を含む大規模なLOCA
- 最大口径配管の破断を含む主蒸気隔離弁（MSIV）上流の主蒸気配管破断
- 使用済燃料集合体1体の他の使用済燃料集合体上への落下
- 供給水量の完全喪失
- 燃料取替機の燃料チャンネルからの飛び出しを含む、燃料チャンネルからの燃料集合体の飛び出し

-5. ガス冷却型原子炉（GCR）

-5.1. カテゴリー1 “ 予期される ”

- 原子炉トリップ
- 給水流量の喪失
- 極めて僅かな減圧
- 蒸気発生器(ボイラー)伝熱管の漏えい
- 電圧と周波数の擾乱を考慮に入れた外部交流電源の喪失
- 1本または複数本の制御棒の不用意な引き抜き
- 軽微な燃料取扱い異常事象
- 原子炉冷却材強制循環の部分的喪失

-5.2. カテゴリー2 “ 起り得る ”

- 僅かな減圧
- 1グループの制御棒の不用意な引抜き
- 蒸気発生器(ボイラー)伝熱管の完全破断
- 燃料吊具の落下（AGRのみ）
- 循環機の入口案内羽（IGVs）の閉止（AGRのみ）
- ギャグの閉止故障（AGRのみ）

-5.3. カテゴリー3 “ 起りそうにない ”

- 著しい減圧
- 蒸気配管の破断
- 給水配管の破断

附属資料 III

参加国と機関のリスト

アルゼンチン	アイスランド
アルメニア	インド
オーストラリア	イラン
オーストリア	アイルランド
バングラディッシュ	イタリア
ベラルーシ	日本
ベルギー	カザフスタン
ブラジル	韓国
ブルガリア	クウェート
カナダ	レバノン
チリ	リトアニア
中国	ルクセンブルグ
コンゴ	メキシコ
コスタリカ	モンテネグロ共和国
クロアチア	オランダ
チェコ	ノルウェー
デンマーク	パキスタン
エジプト	ペルー
フィンランド	ポーランド
フランス	ポルトガル
ドイツ	ルーマニア
ギリシャ	ロシア
グアテマラ	サウジアラビア
ハンガリー	スロバキア

スロベニア
南アフリカ
スペイン
スリランカ
スウェーデン
スイス
シリア

トルコ
ウクライナ
英国
米国
ベトナム
マケドニア共和国（旧ユーゴ
スラビア）

国際連絡窓口

欧州委員会

欧州原子力フォーラム（Foratom）

世界原子力発電事業者協会（WANO）

世界原子力協会（WNA）

用語集

本章では、このマニュアルで使用される重要な文言や語句の定義を示す。これらの多くは、基本安全基準[14]と IAEA 安全用語解説[16]から引用している。多くの場合、マニュアルにおいてより詳細な説明が提供されている。

吸収線量

(absorbed dose)

次式のように定義される基本的な線量測定量 D 。

$$D = d\varepsilon/dm$$

ここで、 d は、ある体積要素内の物質が電離放射線により付与される平均エネルギーであり、 dm は、その体積要素内の物質の質量である。吸収線量の SI 単位は、キログラム当たりのジュール (J/kg) であり、グレイ (Gy) と呼ぶ[14]。

事故

(accident)

事象の報告と解析の関係から、事故は、人、環境または施設に対して重大な影響を及ぼした事象である。その例として個人への致命的な影響、環境への大量の放射能放出、原子炉の炉心溶融が含まれる。事象の重要度を公衆に伝えるため、INES では事象を 7 つのレベルのどれか 1 つに格付けし、レベル 4 以上の事象を記述するために事故という用語を使用する。重要度がこれより低い事象は異常な事象(インシデント)と呼ぶ。

注：安全解析や IAEA 安全基準において、'事故'という用語は「運転上の過誤、設備の故障、その他の異常など意図しない事象であって、その潜在的影響が防護又は安全の視点から無視できないもの」[14]を指すために、より一般的に使用されてきた。そのため、安全基準の定義に従って事故と見なされる事象は、公衆とのコミュニケーションや INES の用語における事故または「異常な事象」である。この、より具体的な INES の定義は、安全上の重要度に対する公衆の理解を助けるために使用される。

実際の影響

(actual
consequences)

本マニュアルにおいては、これは「人と環境」、並びに「施設の放射線バリアと管理」に対する影響を評価するためのこれらの基準を用いて格付けされた影響を指す。これは、実際の影響のないものの事故防止または事故対応の対策が意図通りに作動しなかったため、深層防護の劣化に対する基準を用いて評価された事象と対照的なものである。

付加的要因 (additional factors)	事象の基本評価値の引き上げにつながる可能性のある要因。付加的要因では、プラント又は施設の組織体制のより一層の劣化を示す事象の側面が考慮される。考慮される要因は、共通原因故障、手順書の不備、安全文化の欠如である。
年間線量 (annual dose)	ある年の外部被ばくによる線量に、その年の放射性核種の摂取による預託線量を加えたものである[16]。
認可施設 (authorized facilities)	特定様式の承認が与えられた施設。これには、原子力施設、照射施設、ウラン鉱山など幾つかの鉱業・原料加工施設、放射性廃棄物管理施設、及び防護と安全の考慮が必要になる程度の規模で、放射性物質の生産、処理、使用、取扱、貯蔵、処分が行われていたり、あるいは、放射線発生装置が設置されている場所が含まれる。
認可限度 (authorized limit)	規制機関により、規定された、あるいは公式に容認された測定可能な量（機器の運転性を含む）の限度。（時には、これらの限度は、運転制限条件と呼ばれるものの範囲内に規定される）
基本評価 (basic rating)	付加的要因を考慮する前に行われる評価。設備または運用上の実際の不具合の重要度によりのみ基づく。
共通要因故障 (common cause failure)	単一の特定事象又は原因に起因する 2 つ以上の構造物、系統、機器の故障 [16]。 例えば、設計上の欠陥、製造上の欠陥、運転や保守の過誤、自然現象、人為的事象、信号の飽和、その他のプラント内の操作や故障又は周囲条件の変化による意図しないカスケード（波及）効果などである。
閉じ込め (confinement)	運転時又は事故時における放射性物質の環境への放出の防止又は管理[16]。 注：閉じ込めは、意味の上で格納に近いが、閉じ込めは放射性物質の「漏れ」を防止する安全機能を指すために使用され、格納はその機能を遂行する手段を意味する。
格納 (containment)	放射性物質の放出や放散を防止又は管理するように設計された方法又は物理的構造物[16]。

深層防護 (defence-in-depth)	<p>予期される運転時の事象の進展を防止し、放射線源又は放射性物質と作業員、公衆、あるいは、環境の間に設置された物理的障壁の有効性を維持するために、異なったレベルの多様な設備と手順を階層的に配備すること [16]。</p> <p>更なる情報は、第 4、5、6 章の導入部と附属書 及び INSAG-10 [17]を参照のこと。</p>
確定的影響 (deterministic effect)	<p>線量がある一定のしきい値を上回ると、より高い線量に対して健康への影響の重篤度が高くなるような、線量のしきい値が存在する放射線の健康への影響 [14]。</p> <p>注：しきい線量のレベルは特定の健康への影響に特有のものであるが、被ばくする個人にもある程度依存する場合もある。確定的影響には、例えば紅斑や急性放射線症候群（放射線疾患）が含まれる。</p>
線量 (dose)	<p>放射線により標的に預託されるエネルギーの尺度 [16]。</p> <p>この語を特定の定義で使用するときには必ず、吸収線量、実効線量、全身被ばく、RBE 荷重線量などより詳しい記述が必要である。</p>
線量拘束値 (dose constraint)	<p>線源に対する防護と安全の最適化における線量の上限として、機能を果たす 1 つの線源による個人線量の前向きな制約 [16]。</p>
線量限度 (dose limit)	<p>管理された行為(活動)において個人が受ける実効線量又は等価線量で、超えてはならないと要求されている値 [14]。全身実効線量、皮膚線量、四肢線量、水晶体線量などを全てを考慮する必要がある様々な限度がある。</p>
実効線量 (effective dose)	<p>線量によって引き起こされる可能性の高い放射線損害の大きさを反映するように考えられた線量の尺度。如何なるタイプの放射線及び被ばく形態からの実効線量の値は、直接比較することができる。該当する組織荷重係数をそれぞれ乗じた組織等価線量の合計として定義される。</p> $E = \sum_T w_T \cdot H_T$ <p>ここで、H_T は組織 T における等価線量であり、w_T は組織 T における組織荷重係数である。</p> <p>等価線量の定義から次式が導かれる。</p> $E = \sum_T w_T \cdot \sum_R w_R \cdot D_{T,R}$ <p>ここで、w_R は放射線 R の放射線荷重係数であり、$D_{T,R}$ は臓器又は組織 T における平均吸収線量である [14]。</p> <p>実効線量の単位はシーベルト (Sv) であり、これは 1 J/kg に等しい。レムは 0.01 Sv に等しく、等価線量や実効線量の単位としてときどき使用されることがある。</p>

等価線量

(equivalent dose)

引き起こされる危害の大きさを反映するように考えられた、組織又は臓器に対する線量の尺度。如何なるタイプの放射線から特定組織に対する等価線量の値は、直接比較することができる。次のように量 $H_{T,R}$ として定義される。

$$H_{T,R} = w_R \cdot D_{T,R}$$

ここで、 $D_{T,R}$ は組織又は臓器 T が平均的に放射線タイプ R から受ける吸収線量であり、 w_R は放射線タイプ R に対する放射線荷重係数である。放射線場が、異なる値の w_R を持つ様々な放射線タイプから構成されている場合、等価線量は次式により与えられる。

$$H_T = \sum_R w_R \cdot D_{T,R}$$

等価線量の単位はシーベルト (Sv) であり、これは 1 J/kg に等しい。レムは 0.01 Sv に等しく、等価線量や実効線量の単位としてときどき使用されることがある。

事象

(event)

規制当局、事業者への報告、あるいは、公衆へのコミュニケーションを必要とする状態の発生。

被ばく

(exposure)

照射を受ける行為又は条件[16]。

注：被ばくを線量の同意語として使用すべきではない。線量は被ばくの影響の尺度である。

<p>外部被ばく (external exposure)</p>	<p>身体の外にある線源からの放射線による被ばく[16]。</p>
<p>核分裂性物質 (fissile material)</p>	<p>^{234}U、^{235}U、^{239}Pu、^{241}Pu、又はこれら放射性核種の組み合わせ。次のものは、この定義から除外される。</p> <p>(a) 未照射の天然ウラン又は劣化ウラン</p> <p>(b) 熱中性子炉でのみ照射された天然ウラン又は劣化ウラン[16]。</p>
<p>高健全性の安全防護層 (high integrity safety layer)</p>	<p>高健全性の安全防護層は次の特徴をすべて備えている。</p> <p>(a) 安全防護層は、すべての設計基準事象に対処できるように設計されており、プラントの安全に対する根拠において特に高い信頼性又は健全性を要求するものとして明示的又は黙示的に認識されている。</p> <p>(b) 如何なる健全性の劣化も見つけることができるような適切な監視又は検査を通じて、安全防護層の健全性が確保されている。</p> <p>(c) 安全防護層の劣化が検出された場合、あらかじめ決められた手順において、あるいは、利用可能な長い時間をかけて欠陥を修理又は緩和することにより、事象に対処し是正措置を実施する明確な手段がある。</p>
<p>高信頼性の安全防護層 (highly reliable safety layer)</p>	<p>潜在的な安全防護層が全て利用できるような十分に長い時間があり、また安全の正当化を図る際、手順書において、各防護層をどのように利用可能とするかを詳細に示すことが必要とは考えられていない。こうしたケース（実施可能で実践的な一連の措置がある場合）では、利用可能な時間が長いこと自体が高信頼性の安全防護層である。</p>
<p>異常な事象 (incident)</p>	<p>事象の報告と解析という関係において、「異常な事象」という用語は事故ほどに苛酷でない事象を記述するために使用される。事象の重要度を公衆に伝えるため、INES は事象を7つのレベルのどれか1つに格付けし、レベル3以下の事象を記述するために異常な事象という用語を使用する。より重大な事象は事故と呼ぶ。</p>
<p>起因子（起因事象） (initiator (initiating event))</p>	<p>起因子または起因事象は、安全解析において特定された通常運転状態からの逸脱につながり、1つ又はそれ以上の安全機能の作動を要求する事象である。</p>

内部被ばく (internal exposure)	身体内の線源からの放射線による被ばく[16]。
調査レベル (Investigation level)	それ以上であれば調査を実施するよう勧告される実効線量、摂取、または単位面積または体積当たりの汚染などの数量の値。
安全機能の作動性 (operability of a safety function)	安全機能の作動性は、多重かつ多様な個々の安全系と機器の作動性に依存して、正常、運転制限条件以内、適切、不適切のいずれかになり得る。
設備の作動性 (operability of equipment)	要求された機能を要求された方法で遂行することができる能力。
運転制限条件 (Operational Limits and Conditions)	認可施設の安全な運転のために規制機関が承認した運転パラメータ変動の限度、設備と従事者による機能上の能力と、性能レベル[16]。(原子力発電プラントの場合、殆どの国において、これらを技術仕様書に記載している。)
運転区域 (operating area)	運転区域は、特定の許可がなくても作業員の立ち入りが許されている区域である。汚染又は放射線のレベルにより個別の管理(一般に必要とされる個人線量計及び/又は作業服以上のもの)が義務付けられている区域を除く。
運転機関 (operating organization)	認可申請を行う組織か、認可施設の運転を許可され、その安全に責任を負う組織。 注：實際上、認可施設について、運転組織は、通常、認可取得者や登録者でもある。運転者も参照されたい。
運転職員 (operating personnel)	認可施設の運転に携わる個々の作業員。
運転者 (operator)	原子力施設や電離放射線源に関する活動を実行する際、あるいはこれらに関連して認可を申請するか、あるいは、認可を受け、原子力、放射線、放射性廃棄物、あるいは、輸送の安全について責任を負っている組織又は人間。これには、とりわけ、個人、政府機関、発送者又は輸送業者、認可取得者、病院、自営業者が含まれる[16]。 注：運転者には、放射線源を使用している間施設又は活動を直接管理している者(例えば X 線撮影技師や輸送業者)と、放射線源が管理下でない場合(紛失したり不正に取り除かれた放射線源や地球に再突入する人工衛星)において、管理を失う前に放射線源に責任を負っていた者のどちらも含まれる。 注：運転機関と同義。

身元不明線源
(orphan source)

これまで規制管理の下に置かれたことがないか、あるいは、廃棄、紛失、置き間違い、盗難、その他適正な認可を得ずに移送されたことにより規制上の管理下でない放射性線源[19]。

パッケージ
(package)

輸送のために提示された放射性物質を収納したパッケージ。パッケージには幾つかのタイプがある。

- (1) 除外パッケージ
- (2) 産業用パッケージ・タイプ 1 (タイプ IP-1)
- (3) 産業用パッケージ・タイプ 2 (タイプ IP-2)
- (4) 産業用パッケージ・タイプ 3 (タイプ IP-3)
- (5) タイプ A パッケージ
- (6) タイプ B(U)パッケージ
- (7) タイプ B(M)パッケージ
- (8) タイプ C パッケージ

各パッケージ・タイプに対する詳細な仕様と要求事項は輸送規制に定められている[6]。

行為 (活動)
(practice)

追加の被ばく源又は追加の被ばく経路を導入したり、他の人々にも被ばくを広げたり、既存の線源からの被ばく経路のネットワークを変更したりすることにより、人々の被ばく又は被ばくの可能性、あるいは被ばくする人の数を増加させるような、人の活動[14]。

注:「認可された行為(活動)」、「管理された行為(活動)」、「規制された行為(活動)」のような用語は、行為(活動)の定義を満たすが管理が不要か管理に従わない他の活動から、規制上の対象である行為(活動)を区別するために使用する。

放射線発生装置
(radiation generator)

X 線、中性子、電子、その他の荷電粒子などの放射線を発生させることができる装置であり、科学、産業、医療の目的に使用される可能性のあるもの[14]。

放射線源 (radiation source)	研究用原子炉及び発電用原子炉の核燃料サイクル外にある放射線発生装置、放射性線源、その他の放射性物質[16]。
放射性物質 (radioactive material)	その放射能により規制上の管理対象として、国内法令又は規制機関によって指定された物質。
放射性線源 (radioactive source)	カプセルに恒久的に密封されているか、あるいは、確実に結合されて固体状となっている放射性物質であって、規制管理を免除されていないもの。放射線源が漏洩しているか、あるいは破損している場合に放出される放射性物質も含まれるが、処分のためにカプセルに入っている物質や、研究用原子炉及び発電用原子炉の核燃料サイクルの中にある核物質は含まれない[19]。
放射線の (radiological)	放射線と汚染の両方（表面及び大気中）を指す形容詞。
放射線バリア (radiological barriers)	放射性物質を格納し、及び/又は放射性物質から放出される放射線から個人を遮蔽する物理的バリア。
RBE 荷重吸収線量 (RBE-weighted absorbed dose)	<p>臓器又は組織の吸収線量と、線量を付与する放射線の RBE の積。</p> $AD_T = \sum_R D_T^R \times RBE_T^R ;$ <p>ここで、D_T^R は、組織 T 内における放射線 R からの臓器の吸収線量であり、RBE_T^R は、特定の臓器又は組織 T における特有の影響をもたらす放射線 R の相対的な生物学的効果である。RBE 荷重吸収線量の単位は J/kg であり、グレイ当量 (Gy-Eq) と呼ぶ。</p> <p>RBE 荷重吸収線量は、放射線特性により標準の人の臓器又は組織において確定的影響を生じさせる生物学的効果の差異を説明することを意図したものである[5]。</p>
安全ケース (safety case)	施設又は活動の安全性を裏付ける論拠や証拠の集まり。

安全文化 (safety culture)	全てに優先して、防護と安全の問題が、その重要性に相応しい注意を集めることを確保する組織及び個人の特性と態度を集約したもの[14]。
安全機能 (safety functions)	3つの基本的な安全機能は、(a) 反応度又はプロセス状態を制御すること、(b) 放射性物質を冷却すること、(c) 放射性物質を閉じ込めることである。
安全防護層 (safety layers)	要求される安全機能が確実に遂行されるようにするために備えられた受動的システム、自動又は手動で起動される安全系、あるいは運用管理[16]。安全防護層は、多重な部分に分けることができない安全対策/安全設備として考慮されなければならない。本書においてこの用語がどのように使用されるかという詳細な定義は、6.2.2節を参照されたい。
安全対策/安全設備 (safety provisions)	安全対策/安全設備は、手順、運用管理、受動的若しくは能動的なシステムのいずれでもよい。これらは、通常、多重性を有する手段で備えられ、運転制限条件によってその利用可能性が管理される。
安全系 (safety systems)	安全機能を確保するために備えられた安全上重要な系統。
線源 (source)	電離放射線を発生させたり、あるいは、放射性物質を放出することなどにより放射線被ばくを引き起こす可能性があり、防護と安全のために、単一体として取り扱うことができるもの[16]。 例えば、ラドンを発生する物質は環境中に存在する線源であり、滅菌用ガンマ線照射装置は食品の放射線照射保存措置のための線源であり、X線装置は放射線診断業務のための線源であり、原子力発電プラントは核分裂による発電事業の一部であると共に1つの線源(例えば環境への放出という観点で)あるいは線源の集まり(例えば職業上の放射線防護のため)と見なすことができる。
確率的影響 (stochastic effect)	より高い放射線線量に対して発症確率が大きくなり、(起きた場合の)重篤度が線量に依存しない、放射線誘因の健康影響[16]。 注：確率的影響は、通常、線量のしきい値なしで起こる。例としては、様々な形態のガンや白血病がある。

作業者

(worker)

フルタイム、パートタイム、臨時であるかどうかに関係なく、雇用主のために働き、職業上の放射線防護について権利と義務を認識している人。(自営業者は、雇用主と作業員の両方の義務を負っているものと考えられる。)

[14]

図のリスト

図1	事例41に対する安全対策.....	123
図2	事例44および事例46に関連する安全防護層の説明図.....	128
図3	事例48の冷却系系統図.....	133
図4	一般的なINESの評価手順.....	145
図5	人と環境への影響の評価手順.....	146
図6	施設の放射線バリアと管理への影響の評価手順.....	147
図7	深層防護に対する影響の一般的な評価手順.....	148
図8	輸送と放射線源事象に対する深層防護への影響の..... 評価手順	149
図9	出力運転中の原子炉に対する深層防護への影響の..... 評価手順	150
図10	燃料サイクル施設、研究炉、加速器又はカテゴリー1の..... 放射線源を有する施設並びに運転中でない原子炉に対する 深層防護への影響の評価手順	151

表のリスト

表1	INESで事象を評価するための一般基準.....	3
表2	大気中放出における ¹³¹ Iに対する放射線学的等価値.....	16
表3	個人線量に基づく評価の要約.....	21
表4	施設の汚染に関する放射線学的等価値.....	35
表5	A/D比、線源カテゴリ、最大の潜在的影響および深層防護評価の関係.....	44
表6	紛失または発見された放射性線源、装置または輸送パッケージに対する事象評価.....	49
表7	安全対策の低下を伴う事象の評価.....	50
表8	他の安全関連事象に対する評価.....	54
表9	実際の起因事象を伴う事象.....	75
表10	実際の起因事象を伴わない事象.....	78
表11	安全防護層による事象評価.....	111
表12	原子力施設における事象を評価するためのINES基準の説明事例.....	152
表13	放射線源および輸送を含む事象を評価するためのINES基準の説明事例.....	153
表14	施設汚染に関する係数（吸入のみ）.....	156
表15	大気放出：地上沈積物と吸入による被ばく線量.....	157
表16	放射線学的等価値.....	158
表17	過剰被ばくによる致命的な確定的影響の起こりやすさ.....	159
表18	外部被ばくによるRBE荷重吸収線量のしきい値レベル.....	160
表19	内部被ばくによる預託RBE荷重吸収線量のしきい値レベル.....	161
表20	深刻で確定的健康への影響に対して使用されるRBE.....	162
表21	一連の放射性同位元素に対するD ₂ 値.....	164
表22	一連の放射性同位元素に対するD値.....	165
表23	共通の行為(活動)に基づく線源の分類.....	167

事例のリスト

事例1	病院における電気技師の過剰被ばく - レベル2.....	22
事例2	X線撮影技師の過剰被ばく - レベル2.....	23
事例3	産業用X線撮影技師の過剰被ばく - レベル3.....	24
事例4	廃棄された高放射能線源の破損 - レベル5.....	25
事例5	原子炉からのヨウ素-131の放出 - レベル5.....	26
事例6	再処理施設における高レベル廃棄物貯蔵タンクの過熱 - レベル6.....	27
事例7	臨界事故と火災に続く放射能の大規模放出 - レベル7.....	28
事例8	放射性線源を製造する研究室における事象 - 評価尺度未満 / レベル0.....	36
事例9	原子炉での燃料損傷 - 評価尺度未満 / レベル0.....	37
事例10	研究室床へのプルトニウムで汚染された液体の漏出 - レベル2.....	37
事例11	再処理施設におけるプルトニウムの摂取 - レベル2.....	38
事例12	原子力施設近傍での避難 - レベル4.....	39
事例13	原子炉炉心の溶融 - レベル5.....	40
事例14	産業用X線撮影装置線源の離脱と回収 - 評価尺度未満 / レベル0.....	55
事例15	使用済燃料を積載した列車の脱線 - 評価尺度未満 / レベル0.....	56
事例16	フォークリフトによるパッケージの損傷 - 評価尺度未満 / レベル0.....	57
事例17	産業用X線撮影装置線源の盗難 - レベル1.....	58
事例18	スクラップ金属中における種々の放射性線源の発見 - レベル1.....	59
事例19	比重計の紛失 - レベル1.....	60
事例20	輸送中における放射性線源の盗難 - レベル1.....	60
事例21	核医学局内における放射性物質の流出 - レベル1.....	61
事例22	列車の放射性物質パッケージとの衝突 - レベル1.....	62
事例23	空のはずの輸送コンテナ内での核物質の収納 - レベル1.....	63
事例24	フィルムバッジの疑わしい線量 - レベル1.....	64
事例25	身元不明線源の溶融 - レベル2.....	66
事例26	高放射能の放射線治療用線源の紛失 - レベル3.....	66
事例27	制御棒の落下後の原子炉スクラム - 評価尺度未満 / レベル0.....	84

事例28	出力運転中の燃料交換時における原子炉冷却材漏えい - レベル1.....	85
事例29	弁の閉位置放置による格納容器スプレイの使用不能 - レベル1.....	86
事例30	加圧器逃がしタンクのラプチャーディスクからの一次系材漏えい - レベル1.....	87
事例31	燃料交換中の燃料集合体の落下 - レベル1.....	89
事例32	局所過大出力検出器の較正不良 - レベル1.....	90
事例33	定期試験中の安全系トレインの故障 - レベル1.....	91
事例34	配管系統破損による影響を緩和できない可能性のある溢水事象に対するプラント設計 - レベル1.....	92
事例35	主要グリッドから解列後の2台の非常用ディーゼル発電機の起動失敗 - レベル2.....	93
事例36	15分間ないし20分間の冷却ガス強制循環の喪失 - レベル2.....	95
事例37	一次冷却系の小漏えい - レベル2.....	97
事例38	低温気候時における取水口の部分閉塞 - レベル3.....	98
事例39	竜巻によるグリッドの擾乱に起因する原子炉スクラム - レベル3.....	100
事例40	タービン建屋火災での全交流電源喪失 - レベル3.....	101
事例41	冷却材圧力の上昇による停止時冷却機能の喪失 - 評価尺度未満 / レベル0.....	123
事例42	圧力検出器の誤動作による停止時冷却機能の喪失 - 評価尺度未満 / レベル0.....	124
事例43	停止時冷却機能の完全喪失 - レベル1.....	125
事例44	冷却材圧力の上昇による停止時冷却機能の喪失 - レベル2.....	127
事例45	圧力検出器の誤動作による停止時冷却機能の喪失 - レベル3.....	128
事例46	冷却材圧力の上昇による停止時冷却機能の喪失 - レベル3.....	130
事例47	燃料要素溶解槽内液位より上の気相部加圧 - 評価尺度未満 / レベル0.....	130
事例48	小型研究炉における冷却の喪失 - 評価尺度未満 / レベル0.....	131

事例49	原子力のリサイクル施設における高放射線レベル - 評価尺度未満 / レベル0...	133
事例50	線量限度を超えた作業員の累積全身線量被ばく - レベル1.....	135
事例51	臨界管理の失敗 - レベル1.....	135
事例52	燃料製造施設における長時間にわたる換気の喪失 - レベル1.....	137
事例53	遮蔽扉のインターロック設備の故障 - レベル2.....	139
事例54	燃料装荷時の研究炉における出力暴走 - レベル2.....	140
事例55	原子力リサイクル施設における臨界に近い事象 - レベル2.....	141

草稿作成とレビューへの貢献者

- INES 諮問委員会のメンバー（2008年6月30日時点）

Abe, K.	Japan Nuclear Energy Safety Organization, Japan
Dos Santos, R.	National Nuclear Energy Commission, Instituto de Radioprotecao e Dosimetria , Brazil
Gauvain, J. (OECD/NEA liaison)	Nuclear Energy Agency/Organisation for Economic Co-operation and Development
Jones, C.G.	Nuclear Regulatory Commission, United States of America
Jouve, A.	Autorité de Sûreté Nucléaire, France
Ramirez, M.L.	Consejo de Seguridad Nuclear, Spain
Sharma, S.K.	Department of Atomic Energy, India
Spiegelberg Planer, R. (IAEA INES Coordinator)	International Atomic Energy Agency
Stott, A.K.	Eskom Holding Limited, South Africa
van Iddekinge, F.	Ministry of Housing, Spatial Planning and Environment, Netherlands
Vlahov, N.	Nuclear Regulatory Agency, Bulgaria
Woodcock, C.	Sellafield Ltd., United Kingdom

- INES ナショナルオフィサー（2008年6月30日時点）

Agapov, A.M.	Ministry of the Russian Federation for Atomic Energy, Russian Federation
Al-Suleiman, K.M.	King Abdulaziz City for Science and Technology, Saudi Arabia

Ananenko, A.	State Nuclear Regulatory Committee of Ukraine, Ukraine
Assi, M.	Lebanon Atomic Energy Commission, Lebanon
Basaez Pizarro, H.	Comision Chilena de Energia Nuclear, Chile
Belamarić, N.	State Office for Radiation Protection, Croatia
Bermudez Jimenez, L.A.	Comision de Energia Atomica, Costa Rica
Breuskin, P.	Ministry of Health, Luxembourg
Cao, S.	China Atomic Energy Authority, China
Chande, S.K.	Atomic Energy Regulatory Board, India
Ciurea-Ercau, C.M.	National Commission for Nuclear Activities Control, Romania
Coenen, S.	Federal Agency for Nuclear Control, Belgium
Freire de Nave, D.Y.	General Directorate of Nuclear Energy, Guatemala
Glazunov, A.	Ignalina Nuclear Power Plant, Lithuania
Gonzalez, V.	Comision Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, Mexico
Grimaldi, G.	Institute for Environmental Protection and Research, Italy
Gulol, O. O.	Turkish Atomic Energy Authority, Turkey
Guterres, R.	Comissão Nuclear de Energia Nuclear, Brazil
Heilbron, P.	Comissão Nuclear de Energia Nuclear, Brazil
Hofer, P.	Federal Ministry of Agriculture, Forestry and Water Management, Austria
Hornkjøl, S.	Norwegian Radiation Protection Authority, Norway

Huang, F.	Research Institute of Nuclear Power Operation, China
Isasia González, R.	Consejo de Seguridad Nuclear, Spain
Jones, R.	Nuclear Safety Directorate, United Kingdom of Great Britain and Northern Ireland
Jones, C.G.	Nuclear Regulatory Commission, United States of America
Jouve, A.	Autorité de Sûreté Nucléaire, France
Jovanovic, S.	University of Montenegro, Faculty of Sciences, Montenegro
Kampmann, D.	Emergency Management Agency, Denmark
Kim, S.	Ministry of Science and Technology, Republic of Korea
Koskiniemi, T.	Radiation and Nuclear Safety Authority, Finland
Larsson, N.	Swedish Radiation Safety Authority, Sweden
Lavalle Heilbron, P.F.	Comissão Nuclear de Energia Nuclear, Brazil
Linhart, O.	State Office for Nuclear Safety, Czech Republic
Linsenmaier, B.	Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate, Switzerland
Maltezos, A.	Greek Atomic Energy Commission, Greece
Malu wa Kalenga	Commissariat General a l'Energie Atomique, Democratic Republic of the Congo
Mansoor, F.	Pakistan Atomic Energy Commission, Pakistan
Maqua, M.	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit, Germany
Melkumyan, A.	Armenian Nuclear Regulatory Authority, Armenia

Metke, E.	Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic, Slovakia
Morishita, Y.	Nuclear and Industrial Safety Agency, Japan
Mottl, V.	Australian Radiation Protection and Nuclear Safety Agency, Australia
Muller, A.	National Nuclear Regulator, South Africa
Nemec, T.	Slovenian Nuclear Safety Administration, Slovenia
Nhi Dien, N.	Nuclear Research Institute, Vietnam
Nyisztor, D.	Hungarian Atomic Energy Authority, Hungary
Oliveira Martins, J.	Agência Portuguesa do Ambiente, Portugal
Palsson, S.E.	Icelandic Radiation Protection Institute, Iceland
Perez, S.	Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina
Pollard, D.	Radiological Protection Institute of Ireland, Ireland
Popov, B.	Institute of Energy Problems of the Academy of Sciences of Belarus, Belarus
Rahman, M.	Bangladesh Atomic Energy Commission, Bangladesh
Ramirez, R.	Instituto Peruano de Energia Nuclear, Peru
Rashad, S.	Atomic Energy Authority, Egypt
Ragheb, H.	Canadian Nuclear Safety Commission, Canada
Rastkhah, N.	Atomic Energy Organization of Iran, Islamic Republic of Iran
Sharipov, M.	Kazakhstan Atomic Energy Committee, Kazakhstan
Silva. W.A.P.	Atomic Energy Authority, Sri Lanka

Skarzewski, M.	State Inspectorate for Radiation and Nuclear Safety, Poland
Suman, H.	Atomic Energy Commission, Syrian Arab Republic
Suyama, K.	Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology, Japan
Thielen, G.	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit, Germany
Valcic, I.	State Office for Nuclear Safety, Croatia
van Iddekinge, F.	Ministry for Housing, Spatial Planning and Environment, Netherlands
Vinhas, L.	Comissão Nacional de Energia Nuclear, Brazil
Vlahov, N.	Nuclear Regulatory Agency, Bulgaria
Wild, V.	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit, Germany
Yousef, S.	Ministry of Health, Kuwait
Zhang, F.	China Atomic Energy Authority, China
Zhuk, Y.	All-Russian Research Institute for Nuclear Power Plant Operation, Russian Federation
<ul style="list-style-type: none"> • 国際機関 	
O'Donovan, M.	European Atomic Forum
Tallebois, C.	European Atomic Forum
Welsh, G.	World Association of Nuclear Operators

- I A E A レビュー者

Baciu, F.

Buglova, E.

Czarwinski, R.

Dodd, B. (IAEA consultant)

Eklund, M.

Friedrich, V.

Mc Kenna, T.

Spiegelberg Planer, R.

Wangler, M.

Wheatley, J.

Technical Committee Meetings

Vienna, Austria: 1–4 July 2008

Consultants Meetings

Cape Town, South Africa: 9–13 October 2006

Vienna, Austria: 4–8 June 2007, 10–21 September 2007, 18–22 February 2008

Meetings of the INES Advisory Committee

Vienna, Austria: 19–23 March 2007, 17–20 March 2008

国際原子力・放射線事象評価尺度（INES：the International Nuclear and Radiological Event Scale、）は、事象の安全重要度を伝えることを目的として、IAEAとOECD/NEAにより召集された専門家により1990年に開発された。本版のINESユーザーマニュアルは、尺度を用いて事象の重要度を評価する人達の作業を容易にするように作成されている。本版には追加ガイダンスや説明も含まれており、またINESを継続使用する上での事例やコメントなども収められている。この新版により、INESは広くメンバー国で使用され、事象が実際施設で発生したものでなくても、放射性物質や放射線源の輸送、貯蔵に関係した事象の安全重要度を、正しく把握するための世界的な尺度になると期待される。