米国原子力発電所の火災防護に関する法規制の変遷と整備状況

報　告　書

2015 年 5 月

日本火災学会学術委員会

原子力発電所の火災防護専門委員会

はじめに

まず、3 つの事実を挙げることで、この委員会を委員長として始めた理由、この報告書をまとめた理由を理解いただきたい。

1. 1975 年 3 月 22 日米国ブランズフェリー原子力発電所の原子炉 1 号機で火災が発生した。この事故は発生から消火まで 8 時間を要し、約 1600 本以上のケーブルが利用不能になった。この際、火災を起こしたプラントの設計基準で、緊急炉心冷却システム（ECCS）の多重防護は求められていた（10CFR Part 50 Appendix A の指針 I -3 火災防護）※が、事故以前には、制御系のケーブルが多重化されていても近くに配線されていると、火災の発生で延焼してしまい多重系が破たんする、という技術的知見が欠落していたことが明らかになった。筆者はこの事実を寡聞にも知らず、この経緯の情報化が必要と判断した。

※　ブラウンズフェリー原発が認可された当時の 10CFR Part 50 Appendix A の指針 I -3 火災防護。原子炉施設は、(1)火災や爆発の発生の可能性を最小にし、(2)安全性に対するこのような事象の潜在的な影響を最小限にするよう設計されなければならない。不燃性および難燃性材料は、施設全体にいつでも実際に使用されなければならず、特に格納容器、制御室、及び工学的安全施設の一部のような施設の重要な部分を含む場所でいつでも実際に使用されなければならない。

2. 筆者が大学院の学生の頃（1975 年ごろ）、電線メーカーの技術者が研究室を訪問し、指導担当教授のもとで話を聞かされた。当時のメモを見ると、電線にケーブル延焼防止剤※を塗るという話で、この延焼防止剤を日本でも火災安全のために普及したいというものであった。怖いもの知らずの大学院生としては「電線からの放熱を阻害する形になるので、出火率が上がらないか」、「実際にどうやって安全性が向上すると証明するのか」など、議論を吹っ掛けたところ、「アメリカが安全だと言っているから安全なんだ」という答えが返ってきた。他のことは全て忘れたが、このことだけは鮮明に覚えている。火災科学を専門にする者としては、電線の難燃化は分からないことだらけであり、この機会に問題点だけでも明らかにしたい。

※　調べてみると製品名は「フレイムマスチック」[1)]

3. 東日本大震災で、震災直後に女川発電所 1 号機でアーク火災が発生した。
東北電力の HP（http://www.tohoku-epco.co.jp/emergency/8/index.html）によれば、
【1 号機の状況】について、（第一報）では
・タービン建屋地下 1 階において、火災と思われる煙が発生し、現在確認中です[2)]。
という記述があるのに対して、（第二報）では
・タービン建屋地下 1 階において１５時３０分、発煙を発見したことから、消火活動を行い、

２２時５５分に消火を確認しました。原因については、現在、調査中です[3]。

（第三報）　3/12　7時では

・タービン建屋地下１階において３月１１日１５時３０分、発煙を発見したことから、消火活動を行い、３月１１日２２時５５分に消火を確認しました。原因は、高圧電源盤からの発煙であることを確認しました[4]。

と変化し、「火災」ではなくて「発煙」現象として扱われている。消火作業に7時間以上かかった現象が「発煙」というのは、誰も炎を見ていない？もしくはケーブルが難燃性だから？とまぁ、火災屋としては扱いの常識を疑うわけで、少なくとも言葉の定義は合わせておきたい。以下、参考までに火災報告取扱要領における火災の定義を紹介する。

- 「火災」とは、人の意図に反して発生し若しくは拡大し、又は放火により発生して消火の必要がある燃焼現象であって、これを消火するために消火施設又はこれと同程度の効果のあるものの利用を必要とするもの、又は人の意図に反して発生し若しくは拡大した爆発現象をいう[5]。

結局のところ、火災安全にかかるところで、知識と事実を慎重に積み上げ、大胆に判断することが求められている。ということで、基本、分かる範囲での事実を重ねる方法で原子力発電所の火災防護に関する問題点を明らかにしたい。

報告書の構成は

第一章　概説

第二章　米国の火災防護規制の枠組み

第三章　論点とその解説

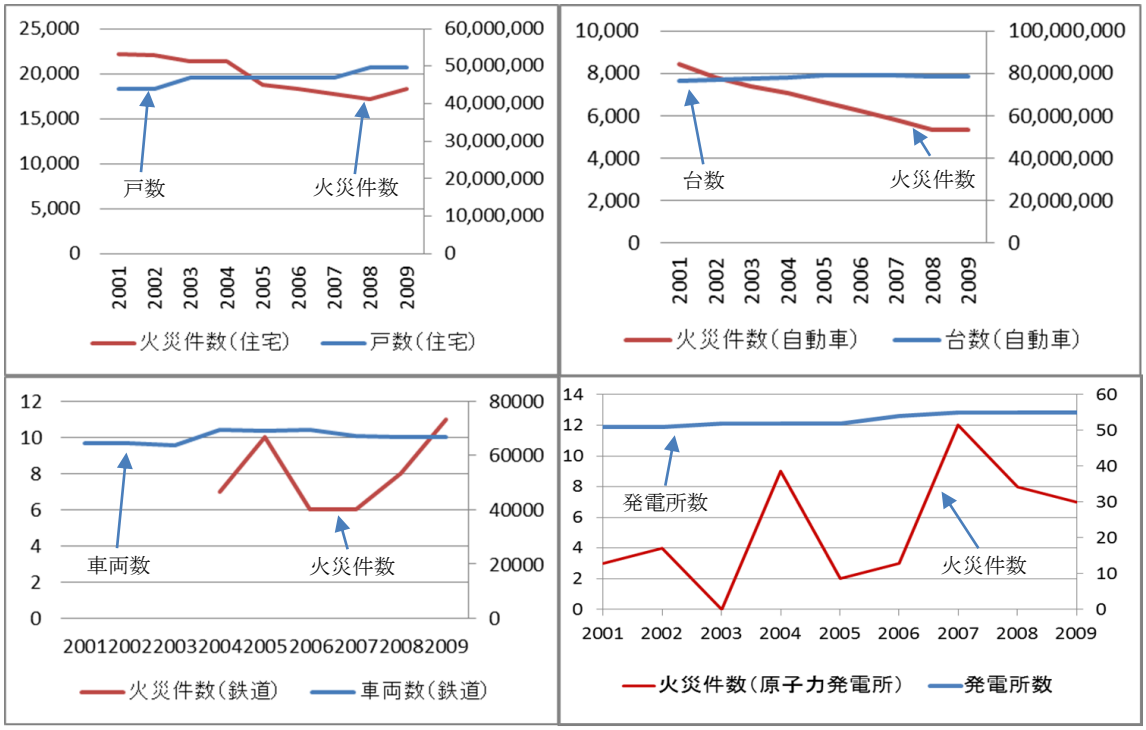
を主とし、これに各規制、解説の日本語訳を付する形をとる。

この時、非常に重要な点は、米国では法規の変遷をネット環境で追うことが出来る点である（実際には追えないところもあるが）。これもアドレスを明示して展開する。

なお、このレポートの特徴は、筆者が建築基準法の38条運営（1980年代、90年代）で100余の超高層の防災計画を担当した経験および、その後に火災安全に関する性能規定化を担当して苦労した経験を反映して、法の遡及適用の難しさ、判断基準のあいまいな場での辻褄合わせの困難さなどを類推する能力にあると考えている。筆者の英語読解能力は十分ではないが、上述の経験は、この点を補うものとして考えている。

また領域（原子力×火災科学、理学×工学）を超えるために、できるだけ言葉の定義を明らかにすることを心がけ、定義の部分を引用するなど努力した。

蛇足だが、建築火災の専門家がなぜ原子力発電所の火災防護まで扱う（介入する）ことになるかについては以下の図を見てもらいたい。



※出典　火災件数（住宅、自動車、鉄道）：総務省消防庁「火災報告」、住宅戸数：総務省統計局「住宅・土地統計調査（5年おき）」より居住世帯ありの住宅数、自動車台数及び鉄道車両数：国土交通省「交通関連統計資料集」、火災件数（原子力発電所）：原子力施設情報公開ライブラリー（NUCIA、http://www.nucia.jp/）の検索項目「火災の有無」に「あり」をチェックした場合の検索結果、発電所数：各年1月1日時点での軽水型原子炉数。

総務省消防庁の火災報告によれば、全国で一年間に起こる火災（2012 年度）は概数で 44000 件、建物火災が 25000 件、自動車火災が 4500 件、列車火災は 12 件、原子力発電所の火災は 5 件※で、建築物の火災発生はかなり頻度が高く、失敗の経験の蓄積が多く、また対策の効果の検証も他の分野と比べて比較的容易である。このことが、他の分野の火災防護でも建築分野で選択されてきた手法が用いられる理由だろう。

※　総務省消防庁の火災報告では、原子力発電所の火災は特定できない。この項のみ、原子力施設情報公開ライブラリー（NUCIA、http://www.nucia.jp/）の検索項目「火災の有無」に「あり」をチェックした場合の検索結果

2015 年 5 月

日本火災学会学術委員会
原子力発電所の火災防護専門委員会
委員長　辻本　誠

参考文献

1）松原功：工場におけるケーブル火災の事故例とその対策―フレイムマスチック（ケーブル延焼防止剤）―，高圧ガス保安協会　機関誌「高圧ガス」，Vol. 11 No.5 (1974)，pp.723-731，http://ci.nii.ac.jp/naid/40017746142

2）東北電力：地震発生による原子力発電所の状況について（第一報），平成 23 年 03 月 11 日，http://www.tohoku-epco.co.jp/emergency/8/1182594_1800.html

3）東北電力：地震発生による原子力発電所の状況について（第２報），平成 23 年 03 月 11 日，http://www.tohoku-epco.co.jp/emergency/8/1182595_1800.html

4）東北電力：地震発生による原子力発電所の状況について（第３報　７：００現在），平成 23 年 03 月 12 日，http://www.tohoku-epco.co.jp/emergency/8/1182596_1800.html

5）防災行政研究会：火災報告取扱要領ハンドブック，11 訂版，東京法令出版

日本火災学会，学術委員会　委員名簿

原子力発電所の火災防護専門委員会

（順不同，敬称略）

（2015 年 03 月 31 日現在）

委員長	辻本　誠	東京理科大学　国際火災科学研究科　教授
幹　事	長岐　雅博	日本エヌ・ユー・エス(株)　エネルギー技術ユニット
委　員	原田　和典	京都大学大学院　工学研究科建築学専攻　教授
委　員	小林　恭一	東京理科大学　国際火災科学研究科　教授
委　員	松山　賢	東京理科大学　国際火災科学研究科　准教授
委　員	中村　祐二	豊橋技術科学大学大学院　工学研究科機械工学系　准教授
委　員	山田　常圭	消防庁消防研究センター　研究統括官
委　員	奈良間　雄	中部電力(株)　原子力本部原子力部　運営グループ
委　員	角谷　核二郎	三菱重工業(株)　原子力事業部プラント設計部　空調設計課
委　員	森田　武	清水建設(株)　安全安心技術センター　防耐火グループ
委　員	牛島　厚二	関西電力(株)　原子力事業本部　発電グループマネージャー

旧委員	後藤　昌美	関西電力(株)　原子力事業本部　発電グループ（2015 年 01 月 09 日　退任）

目次

第一章　概説 1
第二章　米国の火災防護規制の枠組み 3
２．１ NRC 設立経緯と役割 3
２．２ 10CFR Part50 とは 3
２．３ 火災防護規定の内容と成立経緯 6
２．３．１ 10CFR Part 50 Appendix A 6
２．３．２ 10CFR Part 50.48 Fire protection 10
２．３．３ 10CFR Part 50 Appendix R 12
２．４ 各規制の関係および現在の安全基準 14
10CFR 50.48 Fire protection (b) の和訳 15
附則 R Ⅲ.G.J.O の和訳 16
Ⅲ.G. 安全停止機能の火災防護 16
Ⅲ.J. 非常用照明 17
Ⅲ.O. 油回収系統 17
２．５ 分析結果 17
第三章　論点とその解説 19
（解説０）規制の遡及・不遡及 20
（解説１）Compartmentation と Compartmentalization[1)] 21
（解説２）原発の停止はなぜ必要か、この問題の基本は？ 22
（解説３）10CFR Part 50 Appendix A GDC-3 の変更点 23
（解説４）附則 R の遡及適用（10CFR Part 50.48 Fire protection (b)(1),(b)(2)） 31
（解説５）多重系統の保護（附則 R のⅢ.G） 34
・Ⅲ.G.3 の Associated Circuits の解説 36
（解説６）免除申請の事例紹介 40
・10CFR Part 50.12 Specific exemptions 和訳 40
・免除申請の実例 44
（解説７）故障率（作動信頼性）に関するデータについて 45
（解説８）米国と日本における原発のライセンス料の仕組み 47
（解説９）SFPE と火災防護に関する条文の紹介 49
（解説１０）保護系と制御系の定義について 50
（解説１１）米国 NRC、日本 NRA のホームページの見方 51
補足資料①　10CFR Part 50 Appendix A の和訳 55
補足資料②　10CFR Part 50.48 Fire protection の和訳 97
補足資料③　10CFR Part 50 Appendix R の和訳 107

第一章　概説

米国でのブランズフェリー発電所原子炉 1 号機（以下、BF-1）の火災事故（1975）によって、従来の多重設計が火災による延焼で破綻することが明らかになったが、改修が容易でないこともあり、既存施設への条件緩和を含む複雑な対応で、火災防護規定が定められてきた。一方で日本の原子力発電所の火災防護規定は米国に追随する形をとりつつ、日本の建築基準法、消防法の適用で代替する部分を設けているために多くの課題が残されている。

米国の原子力発電所における軸となる火災防護規制を成立から現在まで、その成立の根拠となった出来事と共に追うことによって、成立経緯と相互関係、および内容を明らかにし、原子力発電所における安全性の向上と理解に貢献することを目的とする。以下、BF-1 事故の内容、原子力発電所の火災防護の軸となる規制として、米国原子力規制委員会（以下、NRC）が定めている 10CFR 50.48 Fire protection、Appendix A 及び Appendix R の 3 つを挙げ、各規制の成立背景と内容を合わせて分析する。

ブランズフェリー原子力発電所の火災事故

1975 年 3 月 22 日、BF-1 で技術補助員が補助建屋のケーブル分配室にて、原子炉建屋との貫通部の漏洩検査を行っていた際、検査に用いていたローソクの火が貫通部のシール材（現場施工の発泡ポリウレタン）に引火し、ケーブル分配室での火災となった後、空気の流れによって火災は原子炉建屋へと広がった。この事故は発生から消火まで 8 時間を要し、約 620 本の安全制御関連のケーブルを含め、約 1600 本以上のケーブルが利用不能になった。この際、出火プラントの基本設計（Appendix A）で、安全系停止システムの多重防護は満たされていたが、事故以前に存在していた火災防護の技術基準（Appendix A の指針 I-3）に従うだけでは、延焼により多重系が破たんする（制御系のケーブルが多重化されていても近接されて設置されていると延焼してしまう）という不備が発覚した（火災の延焼により、5 系統[註1]の安全システムが機能を喪失した）[1),2)]。この結果、緊急措置として 1976 年 5 月、プラントをいくつかの火災区域に分け、出火区域以外の系統が火災損傷から保護されていることを立証するための要請書 BTP (Branch Technical Position) APCSB※ 9.5-1 が NRC より認可取得者(licensee)に向け発行されている。なお、この指針は 1976 年 7 月 1 日後に建設許可を受けた認可取得者を対象に適用されるものであった。そのため、この時点で既存のプラントおよび設計段階を過ぎ、建設に入っていたプラント等の設計、建設、または運転に大きな影響を与えることがないよう、NRC は BTP APCSB 9.5-1 における指針内容を修正し、BTP APCSB9.5-1 の附則 A を発行した。この附則 A は、既存プラントにおいて大幅なプラン変更が必要とされる区域に対しても、適用可能な代替案を含んでいる[3)]。

※　Auxiliary and Power Conversion Systems Branch

註釈

註１．参考文献１の NUREG-0050 の他、事業者（TVA）が 1975 年 5 月 7 日付でまとめた調査報告書の内容と照らし合わせると、問題の 5 系統の ECCS 系とは、RHR 系（LPCI モード）、CS 系、逃し弁（自動減圧系）、HPCI 系、RCIC 系の 5 系統であると理解できる。

NUREG-0050 で言及されている SLC 系は、ECCS 系には属しない。RCIC 系を ECCS 系に含めるべきか否かについては、プラントによって異なり、Browns Ferry において、果たして本当に RCIC 系を ECCS 系としていたのかどうかは、別途 FSAR を調べて確認する必要がある。しかしながら「ECCS 系が 5 系統」と記されている限り、RCIC 系が ECCS 系として数えられている、と考えるべきである。

参考文献

１）NUREG-0050：“Recommendations related to Browns Ferry Fire”, February 1976
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr0050/

２）TIME：“Pulling the Nuclear Plug”,13. February, 1984
http://content.time.com/time/magazine/article/0,9171,926461,00.html

３）NRC : “REGULATORY GUIDE 1.189 FIRE PROTECTION FOR NUCLEAR POWER PLANTS”, Revision 2, October, 2009
http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0925/ML092580550.pdf

第二章　米国の火災防護規制の枠組み

２．１ NRC 設立経緯と役割

1946 年 8 月 1 日に原子力エネルギー問題の所轄を軍から民間に移す際に※、AEC（Atomic Energy Commission）が発足した。その後、1954 年に原子力エネルギー法が修正され、商用の原子力開発が可能となった。原子力の推進と規制を共に行ってきた AEC は 1974 年に解体、1975 年 1 月 19 日に規制は NRC、推進はエネルギー研究開発管理部に役割が分かれて引き継がれた。NRC はアメリカ合衆国政府の独立機関であり、国内の原子力安全に関する規制の監督業務（原子炉の安全とセキュリティ、原子炉設置・運転免許の許認可と変更、放射性物質の安全とセキュリティ、および使用済み核燃料の管理の監督など）を担当する。NRC の構成等は HP（http://www.nrc.gov/about-nrc.html）、NRC 職員の給与については以下の URL を参照されたい。

・NRC 職員の給与一覧（http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1016/ML101680266.pdf）

この資料は情報公開請求を受けて、2010 年に公開された資料であり、当時の NRC 委員長 JACZKO, GREGORY B 氏については、$179,700（資料 p.41）との記載がなされている。ただし、このような資料については定期的に公開されているわけではない。

※　http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=16-03-01-01

上記の原子力百科事典 ATOMICA を見ると、原子力法について「原子力開発計画を軍部の管理ではなく、あくまでも文民統制（シビリアン・コントロール）の下におくことをねらいとしていた。」との見解がある。

２．２ 10CFR Part50 とは

10CFR とは、連邦政府により官報で公布される一般的かつ永続的な規則・規定を集成した法規集である連邦規則集（Code of Federal Regulation）の Title10 を指す。Title10 には核物質の利用、核施設の運転に関する許認可を受けるすべての人と組織に適用される規制が Part1～1899 まで存在し、そのうち Part1～199 （米国の原子力エネルギー利用全般に関する規則）は NRC が管轄しており、それ以外は米国エネルギー省などが管轄している。NRC は、国内における原子力発電所の運転許諾（license）を 10CFR Part50 に従い各原子力発電所の事業者へ与えており、事業者は許諾使用料（license fee）を NRC へ支払い、得られた許諾内で求められる要件を守り運営しなければならない（解説 8 参照）。次頁に参考として連邦規則集の一覧を示す。

連邦規則集（Code of Federal Regulation）のタイトル一覧※

Title

1. General Provisions（一般条項）
2. Grants and Agreements（権限と協定）
3. The President（大統領）
4. Accounts（会計）
5. Administrative Personnel（行政人事）
6. Domestic Security（国土安全保障）
7. Agriculture（農業）
8. Aliens and Nationality（外国人と国籍）
9. Animals and Animal Products（動物と牧畜）
10. Energy（エネルギー）
11. Federal Elections（連邦選挙）
12. Banks and Banking（銀行および銀行業務）
13. Business Credit and Assistance（業務上の信用と支援）
14. Aeronautics and Space（航空と宇宙）
15. Commerce and Foreign Trade（商業と貿易）
16. Commercial Practices（商慣習）
17. Commodity and Securities Exchanges（商品および証券取引）
18. Conservation of Power and Water Resources（電力および水資源の保全）
19. Customs Duties（関税）
20. Employees' Benefits（労働者の給付金）
21. Food and Drugs（食物と薬物）
22. Foreign Relations（外交関係）
23. Highways（幹線道路）
24. Housing and Urban Development（住宅および都市開発）
25. Indians（インディアン）
26. Internal Revenue（内国税収入）
27. Alcohol, Tobacco Products and Firearms（アルコール、煙草および重火器）
28. Judicial Administration（司法行政）
29. Labor（労働）
30. Mineral Resources（鉱物資源）
31. Money and Finance: Treasury（金融：財務省）
32. National Defense（国防（州の防衛））
33. Navigation and Navigable Waters（交通および可航水域）
34. Education（教育）

35. Reserved （留保　以前はパナマ運河）
36. Parks, Forests, and Public Property（公園、森林、公有不動産）
37. Patents, Trademarks, and Copyrights（特許、商標および著作権）
38. Pensions, Bonuses, and Veterans' Relief（年金、賞与および退役軍人保護）
39. Postal Service（郵便事業）
40. Protection of Environment（環境保護）
41. Public Contracts and Property Management（公的契約および不動産管理）
42. Public health（公衆衛生）
43. Public Lands: Interior（公有地：内部）
44. Emergency Management and Assistance（危機管理および緊急援助）
45. Public Welfare（公益）
46. Shipping（船舶）
47. Telecommunication（電気通信）
48. Federal Acquisition Regulations System（連邦購入取締制度）
49. Transportation（運輸）
50. War and National Defense（戦争および国防）

※　下記 URL を元に作成。

US. GOVERNMENT PUBLISHING OFFICE : Code of Federal Regulations (Annual Edition)，January 1 ,2014

http://www.gpo.gov/fdsys/browse/collectionCfr.action?selectedYearFrom=2014&go=Go

２．３ 火災防護規定の内容と成立経緯

表１ 主な出来事の年表

1946 年 米国原子力委員会（AEC）発足
1967 年 10CFR Part50 Appendix A（第 2 版）の公布
1971 年 10CFR Part50 Appendix A（現行版）の公布
1974 年 AEC 解体
1975 年 米国原子力規制委員会（NRC）発足
1975 年 ブランズフェリー火災事故
1976 年 BTP APCSB 9.5-1、BTP APCSB 9.5-1 Appendix A の公布
1980 年 10CFR 50.48 Fire protection、Appendix R の公布

２．３．１ 10CFR Part 50 Appendix A

10CFR Part50 Appendix A - General Design Criteria for Nuclear Power Plants（以下、附則 A）とは、1967 年 7 月 11 日に公布された 10CFR Part50 Appendix A - General Design Criteria for Nuclear Power Plant Construction Permits（第 2 版）※を元とした原子力発電所の全般的な設計技術基準である。附則 A は序論とⅠ～Ⅵの指針で構成され、その中で 64 個の満たされるべき項目に分かれている。なお、全訳については補足資料①を参照されたい。

※ 10CFR50 Appendix A の初版は 1965 年 11 月 22 日に公布されたものである。この初版はネット上では見つからない。改訂では表現の明確化が主な修正であったことから [1),3)]、初版と第 2 版の間に大きな違いはないと考えられる。

10CFR Part 50 附則A「原子力発電所の一般設計基準」目次（現行版：1971年）

序論
定義及び解説
原子力発電施設
冷却材喪失事故
単一故障
懸念される運転上の事象
指針
I. 全般的要件
指針1. 品質基準および記録
2. 自然現象に対する防護のための設計基準
3. 火災に対する防護
4. 環境条件及び飛来物のための設計基準
5. 構築物、系統及び機器の共有
Ⅱ．多重の核分裂生成物バリアによる防護
指針10. 原子炉設計
11. 原子炉固有の防護
12. 原子炉出力振動の抑制
13. 計装および制御
14. 原子炉冷却材圧力バウンダリー
15. 原子炉冷却系の設計
16. 格納容器の設計
17. 電気系統
18. 電気系統の検査及び試験
19. 制御室

Ⅲ．保護系および反応度制御系

指針20．保護系の機能

21．保護系の信頼度および試験容易性

22．保護系の独立性

23．保護系の故障モード

24．保護系と制御系との分離

25．反応度制御系の機能不全に対する保護系の要件

26．反応度制御系の多重性と能力

27．組み合わせた反応度制御系の能力

28．反応度制限

29．懸念される運転上の事象に対する防護

Ⅳ．流体系

指針30．原子炉冷却材圧力バウンダリーの品質

31．原子炉冷却材圧力バウンダリー破壊防止

32．原子炉冷却材圧力バウソダリーの検査

33．原子炉冷却材の補給

34．残留熱の除去

35．緊急炉心冷却

36．緊急炉心冷却系統の検査

37．緊急炉心冷却系統の試験

38．格納容器内の熱除去

39．格納容器熱除去系統の検査

40．格納容器熱除去系統の試験

41．格納容器雰囲気の浄化

42．格納容器雰囲気浄化系の検査

43．格納容器雰囲気浄化系の試験

44．冷却水

45．冷却水系の検査

46．冷却水系の試験

Ⅴ．原子炉格納容器

指針50．格納容器の設計基準

51．格納容器圧力バウンダリーの破壊防止

52．格納容器漏洩率試験のための性能

53．格納容器の試験および検査に対する備え

54．格納容器を貫通する配管系

55．格納容器を貫通する原子炉冷却材圧力バウンダリー

56．1次格納容器の隔離

57．閉鎖系の隔離弁

Ⅵ．燃料及び放射線管理

指針60．環境への放射性物質の放出に対する管理

61．燃料の貯蔵と取扱いおよび放射線の管理

62．燃料の貯蔵および取扱いにおける臨界の防止

63．燃料および廃棄物貯蔵のモニタリング

64．放射線放出のモニタリング

また、火災防護はそのうちの第 3 項目（以下、GDC - 3）に以下のような記述があり、第 2 版と現行版を比較すると、前者には「不燃性および難燃性材料が火災の影響を最も小さくするように使用されなければならない」という規制が定められているのみであったが、後者では「」に加え、GDC - 3 そのものに火災感知系及び消火系などに関連する事項が追加されるなど、火災防護に対する信頼性向上が図られた（解説 3 参照）。

・附則 A GDC - 3（第 2 版：1967 年）

原子炉施設は、(1)火災や爆発の発生の可能性を最小にし、(2)安全性に対するこのような事象の潜在的な影響を最小限にするよう設計されなければならない。不燃性および難燃性材料(Noncombustible and fire resistant materials)は、施設全体にいつでも実際に使用さ

れなければならず、特に格納容器、制御室、及び工学的安全施設の一部として施設の重要な部分を含む場所でいつでも実際に使用されなければならない[3)]。

・附則 A GDC - 3（現行版：1971 年）（本文と和訳は補足資料①を参照）

安全上重要な構造物、系統及び機器は、爆発及び火災の影響並びにその可能性を他の安全要求事項と調和して最小限にするよう配置及び設計されなければならない。不燃性及び耐熱性材料(Noncombustible and heat resistant materials)はその施設の全体へ、特に格納容器や制御室のような区域で実行可能なところはどこへでも使用されなければならない。適切な容量と能力を有する火災感知系、及び火災消火系は安全上重要な構造物、系統及び機器に対する火災の悪影響を最小限度とするよう備えられ、設計されなければならない。火災消火系はそれらの破損、または意図しない作動がこれらの構造物、系統及び機器の安全機能を著しく損なわないことを確実にするよう設計されなければならない[2)]。

なお、多重系の確保についても附則 A （現行版：1971 年）の指針 17、22、24、26 などで述べられている[1), 2)]。以下にそれらの日本語訳を示す。

・指針 17－電気系統

安全上重要な構築物、系統及び機器が機能を果せるように、所内電源系並びに外部電源系が設置されなくてはならない。（他の系統が機能しないと仮定して）各々の系統の安全機能は次のことを保証するため、十分な容量と能力を備えなくてはならない。

(1) 予想される運転上の事象の結果として設計書に示された燃料許容設計限界並びに原子炉冷却材圧力バウンダリーの設計条件を超えないこと。
(2) 万一想定事故が発生した場合、炉心冷却が行なわれ、かつ格納容器の健全性並びに他の極めて重要な機能が維持されること。

バッテリーを含む所内電源及び所内配電系統は、単一故障（single failure）※を想定して、その安全機能を果すために十分な独立性、多重性並びに試験可能性を持たなくてはならない。

送電線網から所内配電系統までの電力は、運転中、想定事故下並びに環境条件下で起こる同時故障の可能性を実行上可能な限り低くするために設計され、設置された物理的に独立した 2 回路（必ずしも別々の用地を通る必要はない）によって供給されなければならない。両回路に共通な開閉所は許容される。かかる回路の各々は、設計書に示された燃料許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリーの設計条件を超えないように、すべての所内交流電源並びにその他の外部電力回路の喪失後、十分な時間利用できるように設計されなければならない。かかる回路のうち 1 回路は、炉心冷却、格納容器の健全性、及び他の重要な安全機能が維持されるように、冷却材喪失事故後 2～3 秒以内に利用できるように設計されなければならない。

原子力発電施設によって発電された電力の喪失、送電線網からの電力の喪失あるいは所内電源からの電力の喪失の結果として、あるいは喪失と同時に、他のすべての電源からの電力の喪失の可能性を最小限にするように対策が講じられなければならない。

・指針 22－保護系の独立性

保護系は、多重化したチャンネルへの自然現象の影響、及び通常運転、保守、試験並びに想定事故状態の影響が保護機能喪失の起因とならないように設計されなければならず、あるいはまた他の明確な根拠に基づいて許容し得るものであることが実証されなければならない。機能上の多様性、あるいは機器設計及び運転原理の多様性のような設計手法が保護機能の喪失を防ぐために役立つ範囲で利用されなければならない。

・指針 24－保護系と制御系との分離（保護系、制御系の定義については解説１０を参照）

保護系は、いかなる単一の制御系機器あるいはチャンネルの故障、あるいは、制御系及び保護系に共通のいかなる単一の保護系機器あるいはチャンネルの故障、またはそれらの使用状態からの取りはずしによっても、保護系に必要とされる信頼性、多重性及び独立性のすべてを満たす状態に保てる範囲で、制御系から分離されなければならない。保護系と制御系の相互関連は、安全性が著しく損なわれない程度に限定されなければならない。

・指針 26－反応度制御系の多重性と能力

異なった設計原理による 2 つの独立した反応度制御系が設けられなくてはならない。系の１つは、望むらく制御棒挿入のための積極的手段を含め、制御棒を使用することとし、かつ予想される運転上の事象を含む平常の運転状態で、また制御棒固着のような機能不全に対して適切な余裕を持ちながら、設計書に示された燃料許容設計限界を超えないように、反応度変化を確実に制御する能力を有するものとする。第 2 の反応度制御系は、燃料許容設計限界を超えないように、計画された通常の出力変化（Xe 燃焼を含む）に起因する反応度変化率を確実に制御する能力を有するものとする。これらの系のうち 1 つは、低温状態において炉心を未臨界に維持できなくてはならない。

※　附則 A の定義および解説より「単一故障」の部分を引用する[1]。単一故障とは、単一事象に起因して機器が所定の安全機能を果す能力を失うことをいう。単一事象に起因する多重故障は単一故障と考えられる。冷却系統及び電気系統は、次のいずれもが系統の安全機能を果す能力を失う起因とならない場合、想定される単一故障に耐える設計がなされているものと考えられる[註1]。(1)（静的機器が正常に機能を果すと仮定した場合の）あらゆる動的機器の単一故障、(2)（動的機器が正常に機能を果すと仮定した場合の）静的機器の単一故障。

註１．電気系統における静的機器の単一故障は、単一故障に対する設計の際に想定すべきである。単一故障に対する系統の設計の際に、冷却系統における静的機器の単一故障が考慮されるべき条件は現在策定中である（附則 A の定義および解説より引用、本文と訳文は補足資料①を参照）。

２．３．２ 10CFR Part 50.48 Fire protection

BF-1 火災事故以降、各認可取得者は 1976 年 5 月に発行された BTP APCSB 9.5-1 を用いて、FPPs（Fire Protection Programs）の見直し（プラントを明確な火災区域に分割し、原子炉の安全停止状態を維持するために必要な機器の冗長性を有するサクセスパスが、火災被害から適切に防護されているかどうか、実証するための分析）に対応することになった。この BTP APCSB 9.5-1 とは、BF-1 事故に関する提言[4]と FPP の作成において認可取得者をサポートするための技術指針が組み込まれた詳細な火災防護指針である。なお、本指針の適用対象プラントの拡大を目的として、本指針は 1976 年 9 月に BTP APCSB 9.5-1 の附則 A として修正がなされた。1980 年前半までには、ほとんどのプラントが FPPs に関する対応を終えたが、一部の認可取得者は特定の火災防護指針の受け入れに反対し、NRC との間で論争が引き起こされた。このことから NRC は、火災防護指針の適切な実行には規制作成が必要であると判断し、10CFR Part 50.48 と 2.3.3 節で述べる附則 R を作成した[5]。

10CFR Part 50.48 は 1980 年 11 月 19 日に公布され、その後 8 回にわたり 12 箇所の変更・追加があり今に至る[6]。現行の 50.48 Fire protection では火災防護に関する種々の要件を(a)～(f)の 6 つに分類している。(a)では 10CFR part50 および part52 に関連した認可取得者が附則 A の GDC - 3 を満たす火災防護計画をどのような組織、プログラムで行うかを示すことを要求、(b)ではブランズフェリー火災事故を契機に定められた 10CFR part50 Appendix R の運用について 2 つの期間（1976 年 7 月以前、1976 年 7 月から 1979 年 1 月 1 日以前）に分けての対応（解説 4 参照）、(c)では軽水炉の火災防護のための性能規定である NFPA805 をどのように適用するか、(d)、(e)は保留中（空欄）、(f)では廃炉プラントに関して記載されている[5),7)]。以下に目次、そして次頁に変遷の一覧を示す（表 2 参照）。なお、全訳については補足資料②を参照されたい。

10CFR Part 50.48 Fire protection 目次

(a) 火災防護計画（Fire Protection Plan）
- (1) 計画の実施内容
- (2) 計画の実施上不可欠な特定機能
- (3) 計画の保持および変更
- (4) 火災防護設計要点の分析および解説

(b) 附則 R（10CFR Part 50 Appendix R）
- (1) 遡及適用および特定要件の免除対象プラント
- (2) 遡及適用および適用対象プラント

(c) 全米防火協会規格（NFPA）805
- (1) 引用文献による併合の認可
- (2) NFPA805 に関する例外、変更、補足
- (3) NFPA805 への適合
- (4) リスク情報またはパフォーマンスベースを活用した NFPA805 へ適合する代替案

(d) 保留中（空欄）※

(e) 保留中（空欄）※

(f) 廃止措置における火災防護プログラム（Fire Protection Program）
- (1) 火災防護プログラムの目的
- (2) 定期的なプログラムの評価および更新
- (3) 自発的なプログラムの変更

表 2 10CFR Part 50.48 Fire protection 変遷の一覧表 [6)]

変更年	Change	内容
1980	1	**追加** このセクションは、一部の許諾を受けた事業者が締め切りまでの提出が不可能と見なしたため、火災防護要件については一時的にAppendix Aの期日を延期するために追加されたものである。
記載なし	2	**新規** 以前の50.48のバージョンは、当バージョンに置き換えられた。 50.48の「新しい」のバージョン（およびAppendix R）は1979年1月1日以後に動作するように許諾を許可されている原子力発電所での「火災防護の性能を高めるために追加」した。
記載なし	3	**Federal Register 45 FR 76610の誤り** 50.48を解釈するために“A new 50.48 is added…” (see Pink Change #2)へ訂正。50.48自体の訂正は無いが、「改訂」と「新しい」の区別は有意であるとした。
1988	4	**NRCの方針の変更** 運転許諾者が記録を保持すべき期間について維持および確立するための方針を変更。
記載なし	5	**方針の変更** (f)を追加。 NRCは廃炉手続きを終結に導く規制が載っている営業許可証を修正。
記載なし	6	**テキストの明確化** a(1)を修正。 運転許諾者が火災防護計画を持っている必要があることを明確にするため修正。
	7	**テキストの明確化** a(4)を追加。 設計上の承認および適合認証の明確化のために追加。 製造許諾者は、Appendix A　指針3の一般設計基準における火災防護設計要件を満たさなければならない。
2000	8	**方針の変更** 脚注(3を)削除。 火災防護要件の貫通シール材料は不燃性である要件を削除する修正。
	9	**方針の変更** 脚注(4)を削除。 火災防護要件の貫通シール材料は不燃性である要件を削除する修正。
	10	**方針の変更** 50.48火災防護要件の貫通シール材料は不燃性である要件を削除するように修正。
記載なし	11	**要件の修正** 火災防護要件の修正である(c)を追加。 プラントは自主的に、軽水炉原子力発電所の火災防護に関するパフォーマンスベースである「全国防火協会（NFPA）標準805(2001年度版)」を採用することが出来る。 NAFP805は、既存の規範的要件に対して、パフォーマンスベースの代替手段を提供する。
	12	**要件の修正** 火災防護要件の訂正として(f)のイントロダクションが修正。 既存の規範的要件にパフォーマンスベースの代替手段を提供するものとして、全国防火協会（NFPA）標準805「軽水炉発電所の火災防護のためパフォーマンスベースの標準、2001年版」をプラントは自主的に採用可能となった。

※　10CFR50.48 Fire Protection の目次に（d）、（e）が保留になっている理由

1980 年 10 月 29 日に 10CFR50.48 の初版が公布されたときには、BTP/APCSB 9.5-1 を引用した内容であった。同年 11 月 19 日の第 2 版で、（a）～（e）項が追加されたが、Appendix R との重複もあり、その後 10CFR50.48 から（c）～（e）項が削除され、1996 年の第 5 版で廃炉プラントにおける火災防護の要件が（f）項として追加される。この時点では、（c）～（e）項が空欄となっていたが、2004 年に NFPA 805 の取入れが（c）項として追加され、現在では（d）と（e）項が保留となっている。廃炉プラントにおける火災防護の要件が追加される際に、（c）項ではなく、なぜ（f）項として追加したのかについては、廃炉プラントの要件が規定される条項を、運転プラントの要件が規定される条項から離すためであった、と推測する。そのため、NFPA805 の規定は（c）項として追加された。なお、保留（空欄）の条項があるというのは、10CFR 全体において珍しいことではない。ただし、10CFR50.48 に関しては、かつて存在していた条項が削除されて空席になったという歴史がある [6)]。

２．３．３ 10CFR Part 50 Appendix R

50.48 Fire protection と同様に、火災防護の詳細な要件として 1980 年 11 月 19 日に制定された決定論的法規制である。その後、一部 50.48 Fire protection と連動して 3 回にわたり 12 箇所の変更・追加があり、今に至る[6]。また次頁へ変遷の一覧を示す（表 3 参照）。

10CFR Part50 Appendix R（以下、附則 R）はⅠ～Ⅲ章から成り、Ⅰ章は概要および規制対象となる原子力発電所への要件、Ⅱ章は原子力発電所の火災防護において満たすべき全般要件、Ⅲ章は各システム（系統分離要件を含む）で満たすべき特定要件を決定論的な考えに基づいて、それぞれ定めている。また、Ⅲ章の個別要求事項については、1979 年 1 月 1 日以前に運転を許可された全てのプラントに対して、15 個のうち、G、J、O の 3 個を遡及適用する必要がある、との判断がなされた。更に、この附則 R は 1979 年 1 月 1 日以前に認可を取得したプラントへ対して適用されるものであり、1979 年 1 月 1 日以降に認可を取得したプラントへ対しては、特定の認可条件がない限り、附則 R の各条項に適合するよう要求されることはなかった。しかし、この点について、1979 年 1 月 1 日以降に認可を取得したプラントについては、附則 R の基準を内包する SRP（Standard Review Plan）の第 9.5-1 条「火災防護プログラム」を用いて、通常通りレビューされたことから附則 R に適合したプラントと火災防護に関する性能的に大差はない、と解釈することができる。また、附則 R には免除プロセスも存在する（解説 6 参照）。2004 年以降は、50.48 Fire protection (c) のようなパフォーマンスベースの規制（リスクの同等性を証明する方法論など）も導入するようになった[6,7,8]。以下にその目次を示す。なお、全訳については補足資料③を参照されたい。

10CFR Part 50 附則 R「原子力施設に関する火災防護計画」目次（現行版）

I. イントロダクション及びスコープ
II. 一般要求事項
- A. 火災防護計画
- B. 火災ハザード解析
- C. 火災防止機能
- D. 代替または専用の停止能力

III. 個別要求事項
- A. 消火系への水供給
- B. 部分的な隔離弁
- C. 消火栓の隔離弁
- D. 手動消火
- E. ホースの水圧試験
- F. 自動火災感知系
- G. 安全停止機能の火災防護
- H. 消防隊
- I. 消防隊の訓練
- J. 非常用照明
- K. 運営管理
- L. 代替および専用の停止機能
- M. ケーブル防火バリア貫通部シールの品質保証
- N. 防火扉
- O. オイル回収装置

表 3　10CFR Part 50 附則 R 変遷の一覧表 [6)]

変更年	Change	内容
1981	1	**許諾および発効条件** Appendix Rおよび50.48は1979年1月1日後に発効するように許諾を受けた。 および原子力発電所の火災防護のアップグレードのために追加されたことについて。
	2	**ミスタイプ:** **Ⅱ.A** “defense-in-debth”の箇所、“defense-in-depth”に訂正。
	3	**引用箇所の訂正** **Ⅲ.E** 接続部および弁を含む消防用ホースのメンテナンスを示すNFPA1962を保守し、圧力は300psiから150psiへ変更。
	4	**ミスタイプ** **Ⅲ.G** ”for paragraph”を”for in paragraph”に、”or redundant”を”for redundant”に訂正。
	5	**テキストの明確化** **Ⅲ.H** 「この目的は呼吸用空気を1時間供給することを確保することにある。大半の事業許諾者は、半時間の容量を有する自動式呼吸器(SCBA)を有すること。従って提供は二つの余分なSCBA単位を求める。それは1時間の容量を持つSCBAを有することが可能であるので、より具体的にSCBA単位の量を参照するよう変更された。」 から 「少なくとも1時間の供給ができる呼吸器の余分なボトル自動式呼吸器は各ユニットのプラント敷地内に設置しなければならない。また、予備の空気は6時間以内に敷地内に提供され、迅速に可能にするよう配置し、それらが完全に補充されるように供給されなければならない。コンプレッサが空気を呼吸の供給源として使用する場合、空気を呼吸するために承認された唯一の単位であるコンプレッサはオフサイト電源喪失を想定して操作可能でなければならない。圧縮機の敷地内のほこりや汚染物質を見つけるよう注意しなければならない。」 へ変更。
	6	**テキストの明確化** **Ⅲ.L** 「この目的は呼吸用空気を1時間供給することを確保することにある。大半の事業許諾者は、半時間の容量を有する自動式呼吸器(SCBA)を有すること。従って提供は二つの余分なSCBA単位を求める。それは1時間の容量を持つSCBAを有することが可能であるので、より具体的にSCBA単位の量を参照するよう変更された。」 から 「少なくとも1時間の供給ができる呼吸器の余分なボトル自動式呼吸器は各ユニットのプラント敷地内に設置しなければならない。また、予備の空気は6時間以内に敷地内に提供され、迅速に可能にするよう配置し、それらが完全に補充されるように供給されなければならない。コンプレッサが空気を呼吸の供給源として使用する場合、空気を呼吸するために承認された唯一の単位であるコンプレッサはオフサイト電源喪失を想定して操作可能でなければならない。圧縮機の敷地内のほこりや汚染物質を見つけるよう注意しなければならない。」 へ変更。
	7	**入力ミス** **Ⅲ.L** ”independnet”を”Independent”に、”or”を”of”に訂正。
1988	8	**NRCの方針の変更** **Ⅲ.I** 1979年1月1日以前から運転している原子力施設の火災防護プログラムについて、3年ごとに、ランダムに選択された未発表の訓練は運転許可所有者のスタッフとは独立資格の個人によって批評されなければならない。また、これらの個人の報告書の写しは、NRCの審査の際に利用可能でなければならず、appendix Ⅲ.4.1で指定され記録として保持されなければならないことに変更。
2000	9	**編集** Ⅲ.Gの脚注削除。他の脚注には、変更を反映するために再番号付け。
	10	**NRCの方針の変更** **Ⅲ.M** 火災障壁ケーブル貫通部の密封認定について、浸透シール設計は、火災障壁を評価するために使用されるテストに匹敵する試験による認定でなければならない。テストのための合格判定基準は以下の通りである。 (1)ケーブル火災障壁浸透シールがバリアに要求耐火等級に相当する時間分の間に渡って炎または未露光側のケーブルの点火が通過せずに火災耐久試験に耐えている。 (2)漏洩されていない側に記録された温度レベルを分析し、最高温度が十分にケーブル絶縁発火温度未満であることを実証している。 (3)防火障壁浸透シールはそのまま残り、ホース流出テスト中に漏洩されていない面を越えて水の投影を許可しない。

２．４ 各規制の関係および現在の安全基準

附則 R は附則 A の GDC - 3 及び 50.48 Fire protection を共に満たすために必要な火災防護対策を規定している。附則 A の GDC-3 の成立は、50.48、附則 R よりもかなり以前である。形としては、GDC-3 は原則（性能規定）であり、現実の火災事故を踏まえた上で、法規制である 50.48 Fire protection とスペックを記述した附則 R を整備したと解釈するのが妥当であろう（図１参照）。

附則 R に記載されている系統分離要件への適合（規制の番号Ⅲ．G）は、既設の原子力発電所にとっては困難を極め、火災防護に関する問題が次々と明らかになっていくと、その都度、事業者は対応を求められ、NRC は附則 R が過度に保守的であると認識するようになった。また、2004 年までは 10CFR 50.12 に基づく免除申請（解説 6 参照）のみが附則 R の要件への不適合への唯一の対応だった。しかし、2000 年前後に火災のリスク評価手法が確立されたことに伴い、NFPA 805 への自主的な移行や 50.48 Fire protection (c)の追加によって､NRC は附則 R に適合しない既存システムでも確率論的手法(パフォーマンスベース)によって対策の有効性を証明することを認めた [9]。

50.48 Fire protection は、(a)で附則 A の GDC - 3 を満たす火災防護計画をどのような組織、プログラムで行うか、(b)でブランズフェリー火災事故を契機に定められた附則 R（原則として 1979 年 1 月 1 日以前に認可を取得した全ての原発に適用）の運用について記載し、附則 A や附則 R などの原子力発電所の火災防護の扱いについて法構造上の上位規定として大枠の要件を示している。

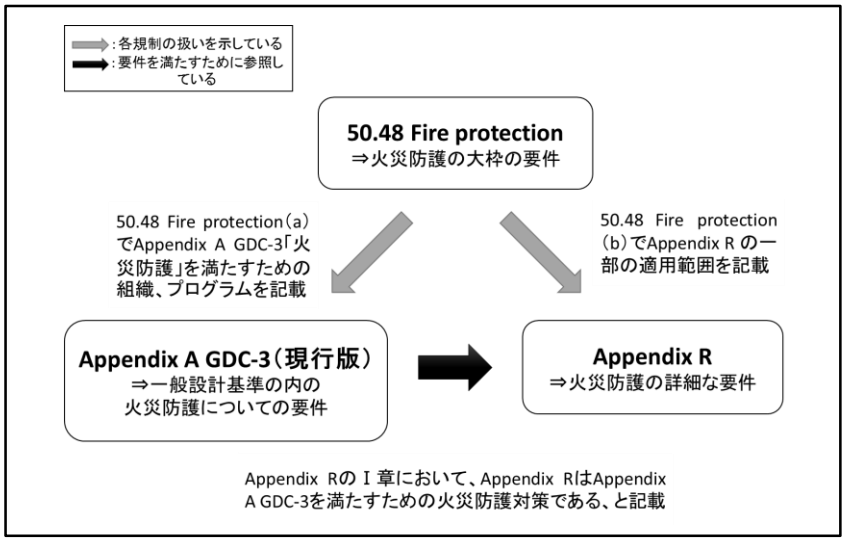


図１ 現行の各火災防護規制の相関関係

また、各規制等の適用範囲は図２の通りである。矢印は各規制（10CFR Part50.48 Fire protection、附則 A、附則 R)、および BTP APCSB 9.5-1 附則 A の適用範囲を表しており、上向き矢印は遡及適用を表す。附則 A の GDC - 3、および 50.48 Fire protection は全ての

プラントに適用される。また附則 R の要件については、1979 年 1 月 1 日以前に運転認可を得たすべてのプラントに対して、実行可能な範囲※で適用されるが、1979 年 1 月 1 日以前に運転認可を得たプラントのうち、50.48 Fire protection (b)(1)に記載された条件に該当するプラント（火災防護の安全基準において、附則 R の要件と代替可能な火災防護性能を有するプラント）に対しては、附則 R の要件のうち、Ⅲ.G.J.O のみ（以下の部分訳を参照）の適用で運転が認められている(図 2 の塗りつぶし範囲に該当)。なお、50.48 Fire Protection (b)(1)の条件に該当しない原子力発電所に対しては、50.48 Fire Protection (b)(2)の要求に従い、実行可能な範囲※で附則 R のすべての要件が適用される（以下の部分訳を参照)。

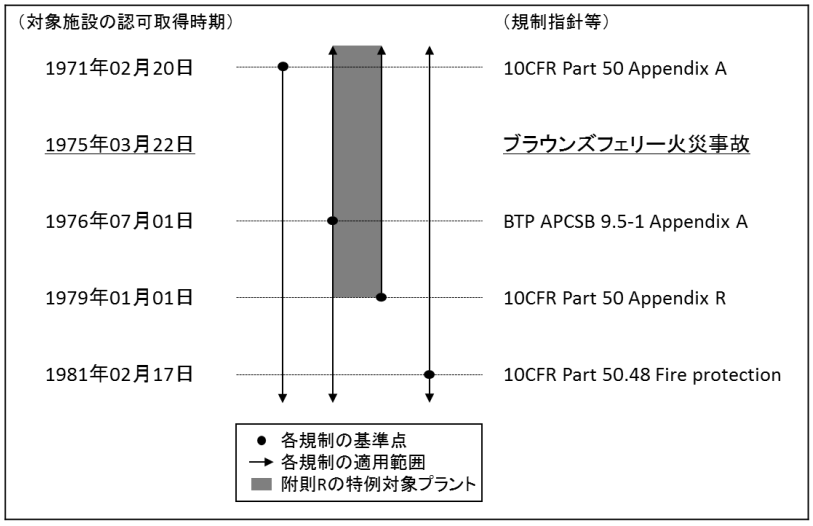


図２ 現行の各規制および BTP APCSB9.5-1 附則 A の適用範囲

※ 実行可能な範囲とは、要件を遵守するために実行する対策が、あまりにも現実的でない場合を除いたものである、と解釈する。また解説 6 の 10CFR Part 50.12 の和訳についても参考にされたい。

10CFR 50.48 Fire protection (b) の和訳

(b) 10CFR Part50 附則 R は、1979 年 1 月 1 日以前に運転許可を取得した原子力発電所のために、附則 A の GDC - 3 を満たすために必要な火災防護対策を定めている。

(1) 1979 年 1 月 1 日以前に運転認可を取得した原子力発電所には、以下の火災防護対策の範囲では附則 R のⅢ.G、Ⅲ.J、Ⅲ.O 以外の要件は適用しない。

（ⅰ） 1981 年 2 月 19 日の施行日(10CFR Part50 附則 R の施行日と思われる※)以前に発行された NRC の火災防護安全評価報告書が反映されている BTP APCSB9.5-1 の附則 A の規定を満たすと NRC 職員によって認められている運転許諾者により提案され、実施された火災防護対策。

（ⅱ） 1976 年 8 月に公表された BTP APCSB 9.5-1 の附則 A の以前に発行された包括的な火災防護安全評価報告書で NRC 職員によって認められた火災防護対策。

(2) 1979 年 1 月 1 日以前に運転許可を取得した原子力発電所は、Ⅲ.G、Ⅲ.J、Ⅲ.O の要件を含む附則 R のすべての火災防護対策に関して、適用可能な範囲で附則 R の適用要件を満たさなければならない。

※ Reg.1.189 の Background では、10CFR Part 50 Appendix R と 10CFR Part 50.48 Fire protection について、両規則は 1981 年 02 月 17 日に発効したとの記述があるが、ここでは 50.48(b)(i)で述べている 1981 年 02 月 19 日の施行日についても、附則 R のことであると解釈した。

附則 R Ⅲ.G.J.O の和訳

Ⅲ.G. 安全停止機能の火災防護

1. 安全停止上重要な構造物、系統及び機器に対して、以下の目的で、火災による損傷を制限する火災防護対策を行わなければならない。
   a. 制御室又は非常用の制御ステーションから高温停止を達成し、維持するために必要な一系列は、火災による損傷を受けない。
   b. 制御室から冷温停止を達成し、維持するために必要な系統を、72 時間以内に回復できる。

2. この節の G.3 において示されるものを除いて、高温停止を達成し、維持するために必要な系統の複数の系列（redundant trains of systems）のケーブルや装置（ホットショート、開回路、地絡によって作動を妨げる、誤作動を引き起こし得る、関連する非安全系の回路を含む、ケーブルや装置）が、一次格納容器の外の同じ火災エリア（fire area）に設置された場所では、複数の系列のうち 1 系列が、火災による損傷を受けないように、以下の措置のうち、いずれか一つを講じなくてはならない。

   a. 複数の系列のケーブル、装置及び関連する非安全系の回路を 3 時間の耐火機能があると認定された防火障壁によって分離すること。防火障壁を形成するもしくは支持する構造用鋼は、防火障壁に求められる耐火性能と同等の性能を有するように保護されなければならない。
   b. 複数の系列のケーブル、装置及び関連する非安全系の回路は介在可燃物や火災の恐れのある場所から水平距離 20 フィート以上を保ち分離すること。加えて火災感知器と自動消火システムは、火災エリア内に設置されなければならない。
   c. 複数の系列のケーブル、装置及び関連する非安全系の回路は、 1 時間耐火の防火障壁で囲むこと、加えて火災感知器と自動消火システムは、火災エリア内に設置されなければならない。

不活性化されてない格納容器内では、上記の火災防護のうち 1 つ、または以下に挙げられ

る火災防護の 1 つが提供されなければならない。

d. 複数の系列のケーブル、装置、及び関連する非安全系の回路を、20 フィート以上可燃物あるいは火災ハザードの介在がない状態で分離する。
e. 火災エリア内に火災感知器及び、自動消火システムを設置する。
f. 複数の系列のケーブル、装置、及び関連する非安全系回路を、不燃性の放射熱遮断材で分離する。

3. 検討中の区域（エリア）、室、空間（ゾーン）内のケーブル、系統又は装置と独立な、代替または専用の停止機能と、それに関連する回路が、以下に該当する場所に提供されなければならない。
a. 高温停止に必要な機能を有する系統の防護がこの節の G.2 の要件を満たさない場合。
b. 同じ火災エリアに設置されている高温停止に必要な系統の複数の系列が、火災抑制活動（fire suppression activities）や火災抑制システム（fire suppression systems）の破損や誤操作による損傷を受ける可能性がある場合。
加えて、火災感知器と自動消火システムを、それらの検討中の区域（エリア）、室、空間（ゾーン）内に設置しなければならない。

Ⅲ.J. 非常用照明

少なくとも 8 時間のバッテリー電源と非常用照明ユニットを、安全停止装置の操作に必要なすべての区域及びそこの出入りルートに設けなければならない。

Ⅲ.O. 油回収系統

格納容器が、通常動作時に不活性化されていない場合（註：一般に窒素封入でない場合。加圧水型）、原子炉冷却材ポンプは、油回収系統を備えなければならない。油回収系統は、通常時または設計基準事故時に損傷により火災を引き起こすことが無いように、さらに、システムが安全停止地震（潜在的な最大限の地震）に耐えることが確かだと言えるように設計、製作、設置されなければならない。（以下、略）

２．５ 分析結果

米国の原子力発電所において、ブランズフェリー火災事故以前では火災防護に対する規制が不十分なまま運転されていた。ブランズフェリー火災事故以降、多重防護および深層防護の基本設計を確実にするために策定された 50.48 Fire protection、附則 R に加え、パフォーマンスベースでの火災安全設計が、既設、新設を問わず行われているが、その過程と安全と判断する際の基準についてはさらなる検討の余地がある。

参考文献

1）NRC：“Amendment to 10CFR50 - General design criteria for nuclear power plants”, 28. January, 1971, Adams - ML072420278, http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0724/ML072420278.pdf

2）NRC：“Appendix A to Part 50 - General Design Criteria for Nuclear Power Plants”, 01. Dec, 2014, http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-appa.html

3）NRC：“Part 50 - General design criteria for nuclear power plant construction permits”, 11. July, 1967, Adams - ML043310029, http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0433/ML043310029.pdf

4）NUREG-0050：“Recommendations related to Browns Ferry Fire”, February 1976 http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr0050/

5）NRC：“REGULATORY GUIDE 1.189 FIRE PROTECTION FOR NUCLEAR POWER PLANTS”, Revision 2, October, 2009, http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0925/ML092580550.pdf

6）NRC：“History of Changes to 10 CFR 50.48 and Appendix R”, 06. Feb, 2014 http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/brochures/br0361/s1/change-appr.pdf#search='Appendix+R+Changes' http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/brochures/br0361/s1/changes-10cfr5048.pdf#search='50.48Fire+Protection+Changes'

7）NRC：“Part 50.48 - Fire protection”, 10. July, 2014, http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0048.html

8）NRC：“Appendix R to Part 50 - Fire Protection Program for Nuclear Power Facilities Operating Prior to January 1, 1979”, 10. July, 2014 http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-appr.html

9）Raymond H. V. Gallucci：“Thirty-three Years of Regulating Fire Protection at Commercial U.S. Nuclear Power Plants: Dousing the Flames of Controversy”, 11 April 2008

第三章　論点とその解説

この章では第二章で十分に説明できなかった、もしくは疑問の出た事項について、その解説をすると共に、委員会の議論の中で話題となった事項についても解説を加えた。順不同であるが、解説３、４、６、８、１０は第二章からの引用であり、残りは以下の内容である。

（解説０）規制の遡及・不遡及

・法の扱いの基本事項として、建築基準法や消防法における実例と共に解説する。

（解説１）Compartmentation と Compartmentalization

・建築防火では出て来ない（馴染みのない）Compartmentalization という言葉について、日本の審査基準と比較すると共に解説する。

（解説２）原発の停止はなぜ必要か、この問題の基本は？

・原子力発電所に関する委員会での話題のひとつとして、解説する。

（解説３）Appendix A GDC-3 の変更点

・火災防護に関する重要な基準がどんな時期に、どんな風に変わったかを明確にするために取り上げ、原文を比較しながら解説する。

（解説５）多重系統の保護（附則 R のⅢ.G）

・委員会の話題のひとつとして、解説する。

（解説７）故障率（作動信頼性）に関するデータについて

・PRA に関する委員会での話題のひとつとして、解説する。

（解説９）SFPE と火災防護に関する条文の紹介

・SFPE という米国独自の技術者が原発の火災防護にどのように関係しているのか、明確にするために解説する。

（解説１１）米国 NRC、日本 NRA のホームページの見方

・後続の探究者が米国 NRC における火災防護上の取り組み、規制指針等を追いかける上で、有益となり得る情報を明示する。また、日本 NRA についても参考となり得る情報を合わせて紹介する。

（解説０）規制の遡及・不遡及

法には「不遡及の原則」というのがある。法が効力を得た時よりも、前の時点のことには遡及して適用しないというものであり、ある意味当然である。例えば、ある行為が殺人罪にあたるとする法が成立する前に、ある行為をした人に殺人罪は適用出来ないというものである。ただ、この原則は、建築基準法のような建築規制の場合、大きな矛盾を産む。なぜなら、法で要求される耐震性能が時代を経るにつれ（技術力の向上もあって）次第に強化された場合、古いものほど強度が無いことになり、建物を利用する人にとって見れば、同じ安全性が確保されていないことになるからである。同様 のことが防火性能、バリアフリー、アスベストの利用禁止などあらゆる点で起こっている。

これに対して消防法は、多くの場合、要求する設備が建物の価値に比べて大きくないこともあり、一部を除いて防火設備は遡及適用が例外的に実行されている [1)]。

この事実を考え合わせても、原子力発電所の火災防火規定が複雑な運営にならざるを得ないことは容易に推察できる。

参考文献

１）(有)エーケイ防災設備：消防法の既存遡及について説明します，点検・設計施工・保守管理　消防設備保守管理人 HP，http://www.akb-w.com/faq.html#Answer1

（解説１）Compartmentation と Compartmentalization[1)]

火災科学では、火災を壁、床、閉じられた開口部の中に閉じ込めることを防火区画化 Compartmentation と呼び、防火区画を Compartment と呼んでいる。一方、原子力発電では米国原子力規制委員会の火災防護に関する規制指針 1.189[1)]で compartmentalization（区画化）といった表現が用いられている。

米国の原子力発電所における compartmentalization（区画化）とは、3 時間の耐火性等級を有する火災障壁（Fire barrier）によって分割された火災区域（Fire area）、および火災ハザード解析（Fire hazard analysis）で妥当性を証明された境界（Boundary）によって、火災区域を更に細分化した火災区画（Fire zone）という 2 つの概念を総称するものである[1)]。なお、我が国の実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準[2)]においては、火災区域とは「床、壁、天井、扉等耐火構造の一部であって、必要な耐火能力を有する壁[註1]によって囲まれ、他の区域と分離されている建屋内の区域をいう。」との定義があり、火災区画とは「火災区域を細分化したものであって、床、壁、天井、扉等耐火構造の一部であって、必要な耐火能力を有する壁[註1]、離隔距離、固定式消火設備等により分離された火災防護上の区画をいう。」と定義されている。また、同様の定義が原子力学会でなされている[3)]。

これは火災区域（火災科学でいう防火区画）に対して、火災の影響が及ばないようにした仮想の区画（壁や床が無くても可）を別に定義するため、と考えられる。

この場合、空間が狭いことが影響して、ケーブルの燃焼など火災性状が大空間でのものから変化することや、煙が侵入することでケーブルを介した信号などに影響が及ぶことは考慮していない。

註釈

註１．審査基準[2)]の耐火壁に関する定義に基づく。

参考文献

１）NRC : “REGULATORY GUIDE 1.189 FIRE PROTECTION FOR NUCLEAR POWER PLANTS”, Revision 2, October, 2009, pp.63-65, 4.1.2 “Compartmentalization, Fire Areas, and Zones”
http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0925/ML092580550.pdf

２）原子力規制委員会 : 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準，平成 25 年 06 月，https://www.nsr.go.jp/data/000069151.pdf

３）一般社団法人日本原子力学会 : 原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準，2014 年 09 月，日本原子力学会標準

（解説２）原発の停止はなぜ必要か、この問題の基本は？

原子力発電所では、継続的な核分裂による発熱を利用して蒸気を発生させて、発電用のタービンを駆動し、発電を行っている。プラントに異常があり緊急にプラントを止める必要が生じると異常を検知し制御棒が挿入されて核分裂による発熱は停止される。これにより、核分裂による大きな発熱はなくなるが、炉心では崩壊熱による発熱が継続する。崩壊熱を除去しないと、燃料の健全性を維持できなくなるので、崩壊熱を除去するために原子炉停止後も炉心冷却を継続する必要がある。国内の原子力発電所の原子炉は軽水炉であり、冷却材として水を使用しており、原子炉停止後も燃料が水に浸かった状態を維持して炉心の冷却を継続する。

このことが、原子力発電所で火災が起きた時に、一般の建物火災と大きく異なる点である。一般火災であれば、鎮火すれば、とりあえずやれやれということになるが、原発火災では鎮火しても、というか鎮火などしなくてもいいから、炉が運転中であれば緊急停止し、高温停止から低温停止に至る作業を行う方が優先される。このことが分かっていないと、原発の安全設計の全体像が把握できない。

※　分かり易い資料としては、「ニュートン別冊：よくわかる,発生から事故処理まで　原発を考えるうえでの必須資料　検証福島原発 1000 日ドキュメント，pp. 34-35，2014 年 05 月 15 日発行」がある。

（解説３）10CFR Part 50 Appendix A GDC-3 の変更点

・10CFR50, Appendix A が、1967 年から 1971 年にかけて改訂された理由

まず初めに、1967 年当時、Appendix A である General Design Criteria の位置付けは、原子炉の設置申請者が提出する工事認可（Construction Permit）の申請書を規制当局（当時は、NRC の前身である AEC）が審査するための基準として制定されていたものであった。それ故に、その表題も、”General Design Criteria for Nuclear Power Plant Construction Permits” となっていた。

しかし、やがて正式な審査のための申請書の書式が、SAR（Safety Analysis Report）となって、その様式が RG 1.70 として定まっていく過程において、General Design Criteria の位置付けが、工事認可の審査用である必要がなくなり、表題は、”General Design Criteria for Nuclear Power Plants” に変えられる。そのようにして初めて公布されたのが 1971 年であった。

1967 年 7 月 11 日に官報で発行された時点では、まだパブリック・コメント用であったが、中身は Criterion 1 から 70 まであり、欠番なしであった。それが所々修正され、合体され、71 年 2 月 20 日の時点では、Criterion 1～5、10～46、50～57、60～64 となっている。パブリック・コメントは、21 の機関と個人から寄せられ、それらも反映されている。この 1971 年に制定されて公布されたものが、現在までほとんど変わらずに継承されている。

Appendix A、すなわち General Design Criteria は、特に火災防護のみを重視して制定したものではなく、火災防護は、その中の Criterion 3 として占めているだけである。1967 年の Criterion 3 と 1971 年の Criterion 3 を比較すると、かなり内容が変化しており、たとえば、消火水系の配管が破断しても悪影響が生じないよう考慮することなども要件として述べられるようになっている。以下、それらの原文と日本語訳を併記し、各時期における不足 A の GDC-3 の内容について詳細に比較する。

第 2 版および現行版の原文ならびに日本語訳

1967 年 07 月 11 日（第 2 版）10CFR Part 50[註1]

Appendix A - General design criteria for nuclear power plant construction permits[1)]

Criterion 3 - Fire Protection. The reactor facility shall be designed (1) to minimize the probability of events such a fires and explosions and (2) to minimize the potential effects of such events to safety. Noncombustible and fire resistant materials shall be used whenever practical throughout the facility, particularly in areas containing critical portions of the facility such as containment, control room, and components of engineered safety features.

原子炉施設は、(1)火災や爆発の発生の可能性を最小にし、(2)安全性に対するこのような事象の潜在的な影響を最小限にするよう設計されなければならない。不燃性および難燃性材料は、施設全体にいつでも実際に使用されなければならず、特に格納容器、制御室、及び工学的安全施設の一部のような施設の重要な部分を含む場所でいつでも実際に使用されなければならない。

1971 年 01 月 28 日（現行版）10CFR Part 50

Appendix A - General Design Criteria for Nuclear Power Plants[2)]

Criterion 3 - Fire protection. Structures, systems, and components important to safety shall be designed and located to minimize, consistent with other safety requirements, the probability and effect of fires and explosions. Noncombustible and heat resistant materials shall be used wherever practical throughout the unit, particularly in locations such as the containment and control room. Fire detection and fighting systems of appropriate capacity and capability shall be provided and designed to minimize the adverse effects of fires on structures, systems, and components important to safety. Firefighting systems shall be designed to assure that their rupture or inadvertent operation does not significantly impair the safety capability of these structures, systems, and components.

安全上重要な構造物、系統及び機器は、爆発及び火災の影響並びにその可能性を、他の安全要求事項と調和して、最小限にするよう配置及び設計されなければならない。不燃性及び耐熱性材料はその施設の全体へ、特に格納容器や制御室のような区域で実行可能なところは、どこへでも使用されなければならない。適切な容量と能力を有する火災感知系、及び火災消火系は安全上重要な構造物、系統及び機器に対する火災の悪影響を最小限度とするよう備えられ、設計されなければならない。火災消火系はそれらの破損、または意図しない作動がこれらの構造物、系統及び機器の安全機能を著しく損なわないことを確実にするよう設計されなければならない。

以下、第 2 版および現行版の比較について記述する。

表 1　第 2 版および現行版の比較（原文第一文）

1967 年 07 月 11 日（第 2 版）10CFR Part 50（原文第一文） Appendix A - General design criteria for nuclear power plant construction permits ➢ Criterion 3 - Fire Protection. ①-1 The reactor facility shall be designed (1) to minimize ①-4 the probability of events such a fires and explosions and (2) to minimize ①-4 the potential effects of such events to safety. 日本語訳 ➢ 原子炉施設は、(1)火災や爆発の発生の可能性を最小限にし、(2)安全性に対するこのような事象の潜在的な影響を最小限にするよう設計されなければならない。
1971 年 01 月 28 日（現行版）10CFR Part 50（原文第一文） Appendix A - General Design Criteria for Nuclear Power Plants ➢ Criterion 3 - Fire protection. ①-1 Structures, systems, and components important to safety shall be designed ①-2 and located to minimize, ①-3 consistent with other safety requirements, ①-4 the probability and effect of fires and explosions. 日本語訳 ➢ 安全上重要な構造物、系統及び機器は、爆発及び火災の影響並びにその可能性を他の安全要求事項と調和して最小限にするよう配置及び設計されなければならない。

表 1 は附則 A の第 2 版と現行版について、原文第一文の比較を示しており、表中の下線部は両者の変更点のうち、重要である部分を取り上げている。なお、参考までに両者の原文第一文の日本語訳も付属している。

表 1 からわかるように、附則 A の指針 3（いわゆる GDC - 3）は、両者とも「Fire protection（火災防護）」に関する指針である。そこに違いはない。

また下線①-1 に注目すると、第 2 版では「The reactor facility（原子炉施設）」、現行版では「Structures, systems, and components important to safety（安全に対して重要な構造物、系統および機器）」というように、現行版では対象が全体から部分に及ぶことを明確にしていると理解できる。

次に下線①-2 であるが、この「(shall be) located（配置されなければならない）」は下線①-1 の変化を受け、現行版へ追加された表現であると類推でき（第 2 版のような設計のみに対する要件では、防護対象が危険になるように配置され、本来の性能目標が達成できない可能性がある）、手段の明確化が図られている。

下線①-3 の「consistent with other safety requirements（他の安全要求事項と調和して）」は、他の要件を満たすために実施される対策が、火災防護の性能へ影響を与えないよう、現行版へ追加された表現であると読み取れる（地震と火災に対する防護対策は、安全性に対して、必ずしも互いに付加的な性能を与えるわけではない）。

下線①-4 については、文章の簡略化を目的とした変更であろう。

表 2　第 2 版および現行版の比較（原文第二文）

1967 年 07 月 11 日（第 2 版）10CFR Part 50（原文第二文） Appendix A - General design criteria for nuclear power plant construction permits ➢ ②-1 Noncombustible and fire resistant materials shall be used ②-2 whenever practical throughout ②-3 the facility, particularly in ②-4 areas containing critical portions of the facility such as ②-5 containment, control room, and components of engineered safety features. 日本語訳 ➢ 不燃性および難燃性材料は、施設全体にいつでも実際に使用されなければならず、特に格納容器、制御室、及び工学的安全施設の構成部分のような施設の重要な部分を含む場所でいつでも実際に使用されなければならない。
1971 年 01 月 28 日（現行版）10CFR Part 50（原文第二文） Appendix A - General Design Criteria for Nuclear Power Plants ➢ ②-1 Noncombustible and heat resistant materials shall be used ②-2 wherever practical throughout ②-3 the unit, particularly in ②-4 locations such as ②-5 the containment and control room. 日本語訳 ➢ 不燃性及び耐熱性材料はその施設の全体へ、特に格納容器や制御室のような区域で実行可能なところは、どこへでも使用されなければならない。

表 2 は附則 A の第 2 版と現行版について、原文第二文の比較を示しており、表中の下線部は両者の変更点のうち、重要である部分を取り上げている。なお、参考までに両者の原文第二文の日本語訳も付属している。

下線②-１に注目すると、第 2 版では、「Noncombustible and fire resistant materials（不燃性および耐火性（難燃性と解釈）材料)」、現行版では、「Noncombustible and heat resistant materials（不燃性および耐熱性材料)」、というように表現が変更されていることがわかる。この点については以下の文献引用を含めて、詳細に記述する。

『はじめに「難燃性」という言葉について、単純には「可燃」と「不燃」の間に「難燃」があるわけだが、利用する材料の「難燃性」は建築分野に限っても、科学することが困難な領域であることを断っておきたい。それぞれの言葉の定義から話に入ると、まず、「不燃性」とは燃焼しない（酸素と反応して、発熱しない）性質ということになる。ところが，金属の粉末を酸素中で高温にすれば、酸化して発熱するわけで、これでは「不燃性」材料はほとんど存在しなくなるため、一般には、コンクリートやガラスのように「標準大気中で加熱されても（ほとんど）発熱しない」ものが不燃性材料とされ、これ以外は可燃性材料となる。つまり、「難燃性」材料は、この可燃性材料の中で、燃えにくい性質を持つものということに

なる』[3]。しかしながら、『「燃えにくい」という言葉は、通常「着火しにくい」ことと「燃え広がりにくい」ことを意味するが、ある場合には両者をまとめて、ある場合には片方だけを指し、その定義は非常に曖昧である』[4]ことも押さえておく必要がある。

『これらの整理から簡単に推測されるように、「難燃性」とは、何か目的を持った燃えにくさを表現するもので、例えば、煙草の火では出火に至らないとか、子供が誤ってライターであぶっても火が付かないとか、という性質を条件に、可燃性から切り分けられたもので、「可燃」と「難燃」の閾値は固定的なものではなく、対象によって変化するものである』[3]。

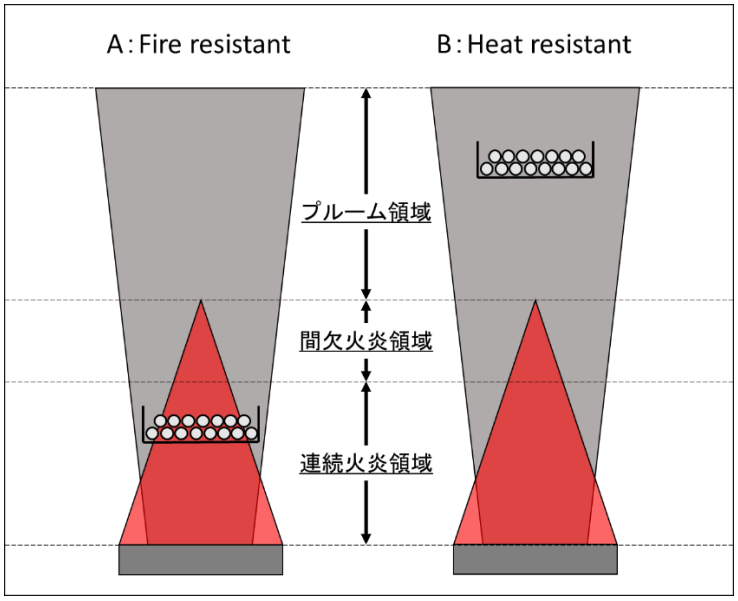


図１　火災プルームの概念図

上記の内容を受けて、「Fire resistant materials（耐火性（いわゆる難燃性）材料）」と「Heat resistant materials（耐熱性材料）」の間にある相違点について、一部推察を含む解説を試みる（以下、図１を用いた解説については、あくまでひとつの解釈とされたい）。図１は火災プルームの簡易的な概念図と、附則 A における防護対象物（ここではケーブルトレイ）を示している。火災プルームとは、燃焼している物体から生じた火炎と気体のことであり、連続火炎領域（火炎が常に存在する領域）、間欠火炎領域（火炎が間欠的に存在する領域、これは火炎が揺らめく様子を思い浮かべると理解できる）、プルーム領域（煙やガスが上昇している領域）の 3 つの領域に大別することができる。また、連続火炎領域と間欠火炎領域を合わせて燃焼領域、プルーム領域を非燃焼領域とした 2 つに大別する場合もある。それぞれの領域内の温度については、連続火炎領域で約 800℃、間欠火炎領域で約 300℃～800℃、プルーム領域で約 100℃～300℃、といった知見が火災科学の分野では得られている。つまり、燃焼領域の垂直温度分布は約 300℃～800℃、非燃焼領域の垂直温度分布は約 100℃～300℃であると考えることができる。

ここで、不燃性と可燃性の間に耐火性（いわゆる難燃性）と耐熱性がある、というように考えると、「Fire resistant（耐火性（いわゆる難燃性））」とは、図１の A と英語表記から判

断しても、燃焼領域内の温度レベル（約 300℃～800℃）で着火しにくく、燃え広がりにくい、といった物理的な性能であり、それに対して「Heat resistant（耐熱性）」とは、非燃焼領域内の温度レベル（100℃～300℃）で着火しにくく、燃え広がりにくい、といった物理的な性能であると考えることができる。

以上のような解釈に基づき、表 2 の下線②-１を考えると、第 2 版の「Fire resistant materials（耐火性（いわゆる難燃性）材料）」という英語表記が、「Heat resistant materials（耐熱性）」へ変更された点については、より性能的な要求とすることで、合理的に設計できるよう考慮した結果であると思われる（すべての防護対象が必ずしも燃焼領域内へ存在するとは限らない）。

また、下線②-２の第 2 版「Whenever（…する時はいつでも）」から現行版「Wherever（…するところはどこでも）」へ変更されている点については、文脈判断から誤植の可能性も否定できないが、指針内容の明確化を図った結果である、と考えることもできる。

下線②-３については、「the facility（施設）」から「the unit（設備一式）」へ変わっているが、これは表１の下線①-１の変化を追随した結果であると思われる。

続いて、下線②-４に注目すると「areas containing critical portions of the facility（施設の重要拠点を含む区域）」から「locations（場所）」というように文章の簡略化が図られていることが読み取れる。

なお、下線②-５についても「containment, control room, and components of engineered safety features（格納容器、制御室、工学的安全施設の構成部分）」から「the containment and control room（格納容器、制御室）」というように、現行版では「components of engineered safety features（工学的安全施設の構成部分）」の部分が抜け落ちていることがわかる。この理由については不明である。

表 3　第 2 版および現行版の比較（原文第三文）

1967 年 07 月 11 日（第 2 版）10CFR Part 50（原文第三文） Appendix A - General design criteria for nuclear power plant construction permits ➢ 該当箇所なし
1971 年 01 月 28 日（現行版）10CFR Part 50（原文第三文） Appendix A - General Design Criteria for Nuclear Power Plants ➢ Fire detection and fighting systems of appropriate capacity and capability shall be provided and designed to minimize the adverse effects of fires on structures, systems, and components important to safety. **日本語訳** ➢ 適切な容量と能力を有する火災感知系、及び火災消火系は安全上重要な構造物、系統及び機器に対する火災の悪影響を最小限度とするよう備えられ、設計されなければならない。

表 3 は附則 A の第 2 版と現行版について、原文第三文の比較を示しており、参考までにその日本語訳も付属している。表からわかるように原文第三文は、現行版で追加された新しい指針内容である。ここでは火災の感知と火災の消火のために、適切なシステムを設置することを求めているが、この点については、火災消火の成功率は火災を発見するまでの時間に依存することを考慮した結果であると思われる。

表 4　第 2 版および現行版の比較（原文第四文）

1967 年 07 月 11 日（第 2 版）10CFR Part 50（原文第四文） Appendix A - General design criteria for nuclear power plant construction permits ➢ 該当箇所なし
1971 年 01 月 28 日（現行版）10CFR Part 50（原文第四文） Appendix A - General Design Criteria for Nuclear Power Plants ➢ Firefighting systems shall be designed to assure that their rupture or inadvertent operation does not significantly impair the safety capability of these structures, systems, and components. **日本語訳** ➢ 火災消火系はそれらの破損、または意図しない作動がこれらの構造物、系統及び機器の安全機能を著しく損なわないことを確実にするよう設計されなければならない。

表 4 は附則 A の第 2 版と現行版について、原文第四文の比較を示しており、参考までにその日本語訳も付属している。現行版で追加された原文第四文については、火災消火システムの故障等に起因する事故（溢水事故）を考慮していることが読み取れる。

以上のように 10CFR Part 50 附則 A について、1967 年の第 2 版と 1971 年の現行版を比較してきた。その結果、現行版へ移行する際には、火災感知系と火災消火系を適切に設置するよう指針内容が変更され、火災防護に対する施設全体の安全機能の強化が図られたことがわかる。なお、1975 年に大規模な火災事故を発生した BF-1 については、「火災に対しては感知器、消火器、呼吸装置等の全てが不備であった」[6]との見解があるが、BF-1 の建設許可は 1966 年になされており、当時の知見（つまり、附則 A の初版）に基づいて行われた[7]ことを考えれば当然のことである。

また、US.NRC の規制指針 1.189 の用語集では「Fire resistance」について、次頁のような記述がある。

「Fire resistance（耐火性（いわゆる難燃性））」[8)]

- The ability of an element of building construction, component, or structure to fulfill, for a stated period of time, the required load-bearing functions, integrity, thermal insulation, or other expected duty specified in a standard fire-resistance test.

- 標準耐火試験で指定された建築構造全体、機器、構造部材が、要求される耐荷機能、統合性、断熱性、ならびに他の要求性能を宣言された時間の間、満足する能力

注釈

註１：10CFR50 Appendix A の初版は 1965 年 11 月 22 日に公布されたものである。この初版はネット上では見つからない。改訂では表現の明確化が主な修正であったことから[1),5)]、初版と第 2 版の間に大きな違いはないと考えられる。

参考文献および引用文献

１） NRC：“Part 50 - General design criteria for nuclear power plant construction permits”, 11. July, 1967, Adams - ML043310029, http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0433/ML043310029.pdf

２）NRC：“Appendix A to Part 50 - General Design Criteria for Nuclear Power Plants”, 01. Dec, 2014, http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-appa.html

３）辻本誠:「難燃性」という言葉のあいまいさ, 日本リスク研究学会誌 23(2):55－56(2013) https://www.jstage.jst.go.jp/article/sraj/23/2/23_55/_pdf

４） 高橋済：燃えにくい高分子材料とは何か，高分子 46 巻 7 月号(1997 年)：504−505 https://www.jstage.jst.go.jp/article/kobunshi1952/46/7/46_7_504/_pdf

５）NRC : “Amendment to 10CFR50 - General design criteria for nuclear power plants”, 28. January, 1971，Adams - ML072420278, http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0724/ML072420278.pdf

６）原子力技術研究会 : 原発の安全上欠陥　付・スリーマイル島事故の考察， pp.309-324, 1979 年 07 月 10 日，第三書店，http://ci.nii.ac.jp/ncid/BN06039092

７） NUREG-0050：“Recommendations related to Browns Ferry Fire”, February 1976 http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr0050/

８）NRC : “REGULATORY GUIDE 1.189 FIRE PROTECTION FOR NUCLEAR POWER PLANTS”, Revision 2, October, 2009, http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0925/ML092580550.pdf

（解説４）附則 R の遡及適用（10CFR Part 50.48 Fire protection (b)(1),(b)(2)）

(b)(1) Except for the requirements of Sections III.G, III.J, and III.O, the provisions of Appendix R to this part do not apply to nuclear power plants licensed to operate before January 1, 1979, to the extent that-

附則 R のⅢ.G、Ⅲ.J、Ⅲ.O の規定が網羅している火災防護対策を除いたもの。

(b)(2) With respect to all other fire protection features covered by Appendix R, all nuclear power plants licensed to operate before January 1, 1979, must satisfy the applicable requirements of Appendix R to this part, including specifically the requirements of Sections III.G, III.J, and III.O.

10CFR50.48 (b)(1)は、1979 年以前に運転することを許諾された原子力発電所に対して、附則 R のⅢ.G、Ⅲ.J、Ⅲ.O の規定についてのみ、遵守することを要求している。また、その他の附則 R の規定については、条件付きで適用しない※と述べられている。

一方、10CFR50.48 (b)(2)では、1979 年以前に運転を許諾された全ての原子力発電所に対して、全ての他の火災防護対策（附則 R のⅢ.G、Ⅲ.J、Ⅲ.O に規定されている火災防護対策を除いたもの）については、附則 R の有する規定の内、適用可能な要件を満たすことが要求されている。Ⅲ.G、Ⅲ.J、Ⅲ.O の要件については、特に満足すべきものとして強調されている。

次頁では 10CFR Part 50.48(b)の原文を紹介し、全訳については補足資料②を参照されたい。

※ 附則 R の規定を遵守することによって確保される火災防護対策は、他の防護手段または防護対策により、十分に確保できる場合がある。

10CFR 50.48 Fire protection (b) の原文

(b)Appendix R to this part establishes fire protection features required to satisfy Criterion 3 of appendix A to this part with respect to certain generic issues for nuclear power plants licensed to operate before January 1, 1979.

(1)Except for the requirements of Sections III.G, III.J, and III.O, the provisions of Appendix R to this part do not apply to nuclear power plants licensed to operate before January 1, 1979, to the extent that—

(i)Fire protection features proposed or implemented by the licensee have been accepted by the NRC staff as satisfying the provisions of Appendix A to Branch Technical Position (BTP) APCSB 9.5-1 reflected in NRC fire protection safety evaluation reports issued before the effective date of February 19, 1981; or

(ii)Fire protection features were accepted by the NRC staff in comprehensive fire protection safety evaluation reports issued before Appendix A to Branch Technical Position (BTP) APCSB 9.5-1 was published in August 1976.

(2)With respect to all other fire protection features covered by Appendix R, all nuclear power plants licensed to operate before January 1, 1979, must satisfy the applicable requirements of Appendix R to this part, including specifically the requirements of Sections III.G, III.J, and III.O.

以上のように、原則として Appendix R は運転認可を得た時期に関係なく、全てのプラントに適用される（50.48 Fire Protection (b)(2)により、1979 年 1 月 1 日以前に運転認可を得た全てのプラントは、Appendix R の実行可能な要件をすべて満たす必要がある）。ただし、1979 年 1 月 1 日以前に運転認可を得たプラントのうち、50.48 Fire Protection (b)(1)に記載された条件に当てはまるプラントは、個別要求であるⅢ.G、Ⅲ.J、Ⅲ.O のみが適用される。

以下、前頁英文の概要である。

対象となる原子力発電所：1979 年 1 月 1 日以前に運転許諾を取得した原子力発電所

(1)（ⅰ）（ⅱ）のいずれかに該当する原子力発電所は、Appendix R のⅢ.G、Ⅲ.J、Ⅲ.O のみを適用する。

（ⅰ）「BTP APCSB 9.5-1 の附則 A の規定を満たす」と、NRC 職員によって認められていること。運転許諾者により提案され、実施された火災防護対策を備えている。

（ⅱ）BTP APCSB 9.5-1 の附則 A の以前に発行された、包括的な火災防護安全評価報告書で NRC 職員によって認められた火災防護対策。

(2) (1)の（ⅰ）（ⅱ）以外の原子力発電所は、Appendix R のⅢ.G、Ⅲ.J、Ⅲ.O を含む、実行可能な全ての要件を適用する。

なお、Appendix R の規定に遵守できない場合は 10CFR Part 50.12 に基づき、Appendix R の免除申請を行わなければならない（解説 6 参照）。

参考文献

1）NRC：“10CFR Part 50.48 - Fire protection”, 10. July, 2014, http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0048.html

（解説５）多重系統の保護（附則ＲのⅢ.G）

東日本大震災を契機として、原子力施設の火災防護に係る規制基準が大幅に見直されたが、その新規制基準を策定する上で、非常に影響を与えたものが附則 R である。そこで、米国の 10CFR Part 50 附則 R における多重系統の保護に関する部分を 2.3.3 節に加えて取り上げる。その理由はⅢ.G.2-d.e.f.の格納容器内の規制や、Ⅲ.G.3 の代替または専用の停止機能に関しては、現行の日本の新規制基準には書かれていないからである。以下、附則 R Ⅲ.G の原文を紹介し、後述で「Ⅲ.G.3.の Associated Circuits」について解説する。なお、全訳については補足資料③を参照されたい。

G. Fire protection of safe shutdown capability.

1. Fire protection features shall be provided for structures, systems, and components important to safe shutdown. These features shall be capable of limiting fire damage so that:

a. One train of systems necessary to achieve and maintain hot shutdown conditions from either the control room or emergency control station(s) is free of fire damage; and

b. Systems necessary to achieve and maintain cold shutdown from either the control room or emergency control station(s) can be repaired within 72 hours.

2. Except as provided for in paragraph G.3 of this section, where cables or equipment, including associated non-safety circuits that could prevent operation or cause maloperation due to hot shorts, open circuits, or shorts to ground, of redundant trains of systems necessary to achieve and maintain hot shutdown conditions are located within the same fire area outside of primary containment, one of the following means of ensuring that one of the redundant trains is free of fire damage shall be provided:

a. Separation of cables and equipment and associated non-safety circuits of redundant trains by a fire barrier having a 3-hour rating. Structural steel forming a part of or supporting such fire barriers shall be protected to provide fire resistance equivalent to that required of the barrier;

b. Separation of cables and equipment and associated non-safety circuits of redundant trains by a horizontal distance of more than 20 feet with no intervening combustible or fire hazards. In addition, fire detectors and an automatic fire suppression system shall

be installed in the fire area; or

c. Enclosure of cable and equipment and associated non-safety circuits of one redundant train in a fire barrier having a 1-hour rating, In addition, fire detectors and an automatic fire suppression system shall be installed in the fire area;

Inside noninerted containments one of the fire protection means specified above or one of the following fire protection means shall be provided:

d. Separation of cables and equipment and associated non-safety circuits of redundant trains by a horizontal distance of more than 20 feet with no intervening combustibles or fire hazards;

e. Installation of fire detectors and an automatic fire suppression system in the fire area; or

f. Separation of cables and equipment and associated non-safety circuits of redundant trains by a noncombustible radiant energy shield.

3. Alternative or dedicated shutdown capability and its associated circuits,[1] independent of cables, systems or components in the area, room, zone under consideration should be provided:

a. Where the protection of systems whose function is required for hot shutdown does not satisfy the requirement of paragraph G.2 of this section; or

b. Where redundant trains of systems required for hot shutdown located in the same fire area may be subject to damage from fire suppression activities or from the rupture or inadvertent operation of fire suppression systems.

In addition, fire detection and a fixed fire suppression system shall be installed in the area, room, or zone under consideration.

[1] Alternative shutdown capability is provided by rerouting, relocating, or modifying existing systems; dedicated shutdown capability is provided by installing new structures and systems for the function of post-fire shutdown.

・Ⅲ.G.3 の Associated Circuits の解説

関連回路については NUREG-1778 で以下のように解説されている。

（懸念される）関連回路（Associated circuits（of Concern））

火災から生じる故障または誤作動が、シャットダウン能力に影響を与えうる、必須ではない系統および機器にかかわる回路／ケーブル。これらは 10CFR Part 50 附則 R のⅢ.G.2 で指定されているほどではない物理的な分離を有している。以下にそれらを示す。

a. 調整ブレーカー（coordinated breaker）、ヒューズ、または類似した装置により懸念される回路から電気的に保護されていない、かつ、（冗長または代替の）シャットダウン機器と共有されている電源（図 1 参照）。

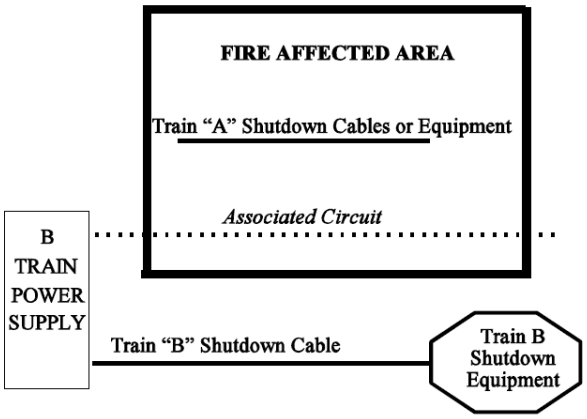


図 1　懸念される関連回路－共通の電源（出典：NUREG-1778）

b. 想定外の奇妙な作動が、（余熱除去（RHR）／原子炉冷却系（RCS）隔離弁、自動減圧システム（ADS）弁、動力作動式逃がし弁（PORVs）、蒸気発生器大気開放弁、計装、蒸気バイパスなどの）安全停止能力に悪影響を与えうる機器の回路への接続（図 2 参照）。

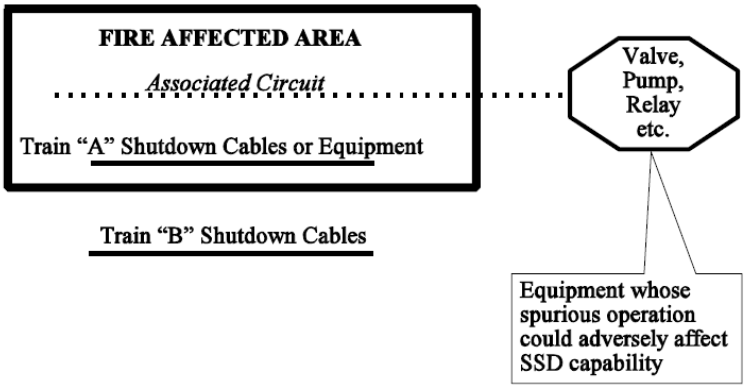


図 2　懸念される関連回路－想定外の奇妙な作動（出典：NUREG-1778）

c. （冗長または代替の）安全停止ケーブル、および回路ブレーカー、ヒューズ、または類似した装置により電気的に保護されていないケーブル、または共通のエンクロージャー内へ火災の伝播を許しうるケーブルと共有されている（配線菅、配電盤、または（ケーブル保護用の）接続箱などの）エンクロージャー（図 3 参照）。

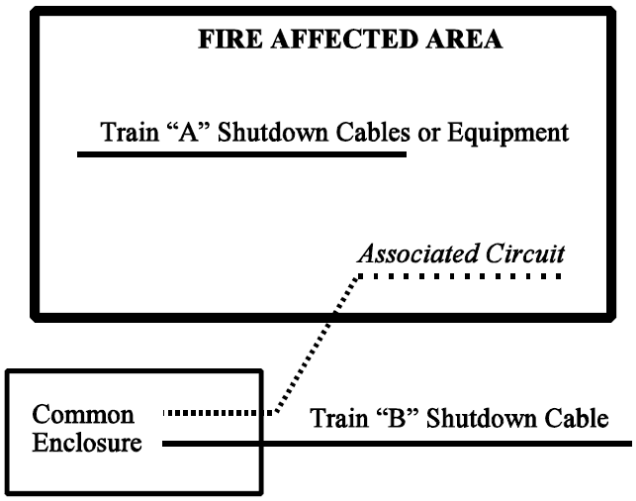


図 3　懸念される関連回路－共通のエンクロージャー（出典：NUREG-1778）

解説：火災発生後の安全停止に関して懸念される関連回路は、必要とされる安全停止機器の適切な作動をサポートするために必要とされない、すべての回路またはケーブルを含むが、火災により損傷を受けた場合、安全停止状態を維持および達成するためのプラント能力に悪影響を与えうるものである。例えば、加圧水型原子炉（PWR）における PORV の作動中は、確定した（defined）停止システムの作動を確保する必要はないが、接続されたケーブルへの火災損傷によるその停止システムの誤作動は、プラントの全体的な安全停止能力に重要な影響を及ぼすことになる。

また、次頁に具体例を図示する。詳細については参考文献 2 を参照されたい。

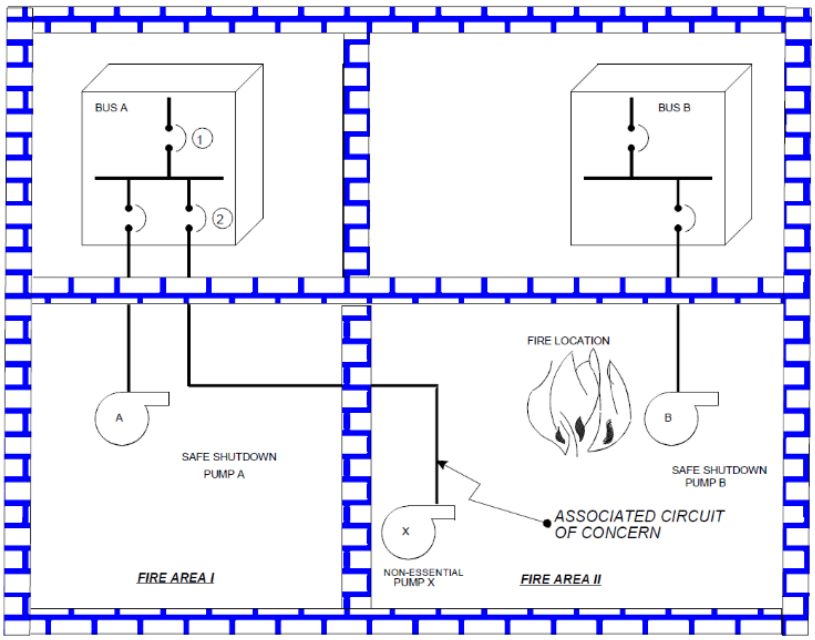


Figure 6-7a Common Power Source Associated Circuit

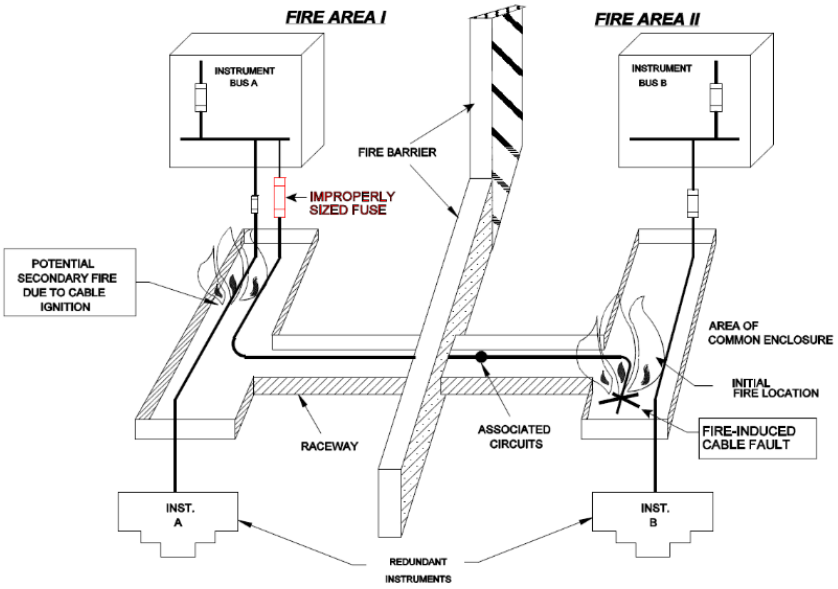


Figure 6-9 Common Enclosure - Case 1: Cable Ignition

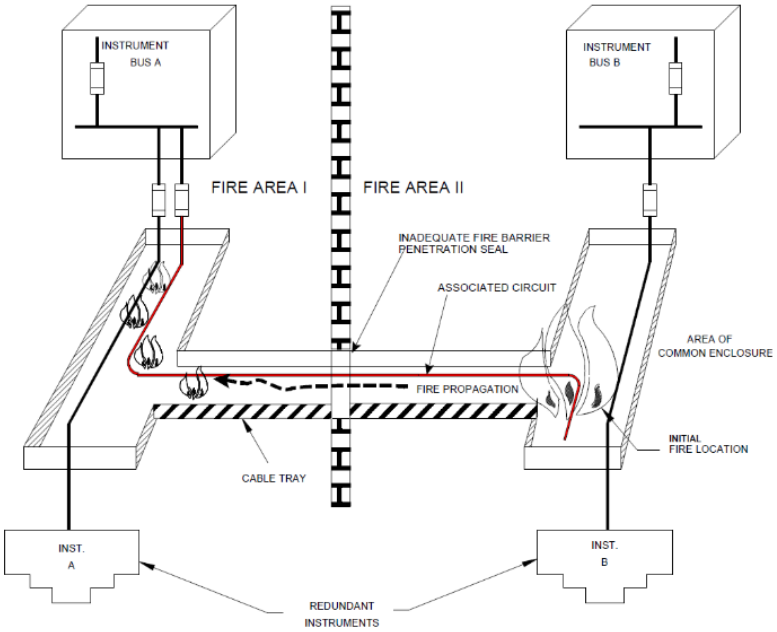


Figure 6-10 Common Enclosure Associated Circuit Case 2: Fire Propagation

参考文献

1）NRC：“Appendix R to Part 50 - Fire Protection Program for Nuclear Power Facilities Operating Prior to January 1, 1979”, 10. July, 2014
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-appr.html

2）NUREG-1778：“Knowledge Base for Post-Fire Safe-Shutdown Analysis - Draft Report for Comment”, January, 2004,
http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0402/ML040210151.pdf

（解説６）免除申請の事例紹介

免除申請は以下の法令（10CFR Part 50.12 Specific exemptions.）に基づき、実施される。

・10CFR Part 50.12 Specific exemptions 和訳

§ 50.12 Specific exemptions.[1)] 特定免除

公布日：1972 年 03 月 21 日（37 FR 5748）
修正　：1975 年 03 月 03 日（40 FR 8789）
　　1985 年 12 月 12 日（50 FR 50777）

(a) The Commission may, upon application by any interested person or upon its own initiative, grant exemptions from the requirements of the regulations of this part, which are—
以下の場合、委員会は、利害関係者による申請もしくは独自のイニシアチブのもと、本章の規制による要求を免除することが出来る。

(1)Authorized by law, will not present an undue risk to the public health and safety, and are consistent with the common defense and security.
法律によって認定され、公共の衛生および安全性の限度を超えた危険を引き起こさない場合、および（法律によって認定され、）一般的な防御および安全性と一致する場合。

(2)The Commission will not consider granting an exemption unless special circumstances are present. Special circumstances are present whenever—
委員会は特別な事情がある場合を除いて、免除を許容することを考慮しない。特別な事情とは以下の通りである、

(i)Application of the regulation in the particular circumstances conflicts with other rules or requirements of the Commission; or
特別な事情における規制の適用が、委員会の他の規則または要件と相反する場合。または

(ii)Application of the regulation in the particular circumstances would not serve the underlying purpose of the rule or is not necessary to achieve the underlying purpose of the rule; or
特別な事情における規制の適用が、要件の根本的な目的にかなわない場合、言い換えるとつまり、要件の根本的な目的を達成するために必要でない場合。または

(iii)Compliance would result in undue hardship or other costs that are significantly in excess of those contemplated when the regulation was adopted, or that are significantly in excess of those incurred by others similarly situated; or
法令遵守が（結果として）、その規制が導入された際に予想された以上の、または類似した境遇にある他の施設によって招かれた以上の、コストまたは過度の困難をもたらす場合。または

(iv)The exemption would result in benefit to the public health and safety that compensates for any decrease in safety that may result from the grant of the exemption; or
免除事項が（結果として）、公共の衛生、および免除の許容から生じる安全性の低下を補う安全性に対して利益をもたらす場合。

(v)The exemption would provide only temporary relief from the applicable regulation and the licensee or applicant has made good faith efforts to comply with the regulation; or
免除事項が、適用可能な規則の唯一の臨時の緩和を与え、かつ（免除事項を）運転許諾者または申請者が規制に適合するために善意で努力している場合。

(vi)There is present any other material circumstance not considered when the regulation was adopted for which it would be in the public interest to grant an exemption. If such condition is relied on exclusively for satisfying paragraph (a)(2) of this section, the exemption may not be granted until the Executive Director for Operations has consulted with the Commission.
規制が導入された際に考慮されていなかった重要な状況が存在し、免除を許容することで公共の利益となる場合。仮にそのような環境が、本節の(a)(2)段落を満足することに関してのみ依存しているならば、運営に関するエクゼクティブ・ディレクターが委員会に相談するまで、その免除事項は許容されない可能性がある。

(b)Any person may request an exemption permitting the conduct of activities prior to the issuance of a construction permit prohibited by § 50.10. The Commission may grant such an exemption upon considering and balancing the following factors:
どの個人も§ 50.10 によって禁止されている建設許可の発行に先立った活動の実施を許可するための免除を求めることができる。委員会は以下の要因を考慮し、均衡を保ちながらそのような免除を与えることが出来る。

(1)Whether conduct of the proposed activities will give rise to a significant adverse impact on the environment and the nature and extent of such impact, if any;
提案された活動の実施が、環境や自然に重大な悪影響を起こし、広がるかどうか。

(2)Whether redress of any adverse environment impact from conduct of the proposed activities can reasonably be effected should such redress be necessary;
提案された活動の実施により生じる環境への悪影響に関する救済は、万一そのような救済が必要になるならば、合理的に実行できるかどうか。

(3)Whether conduct of the proposed activities would foreclose subsequent adoption of alternatives; and
提案された活動の実施が、代替案のその後の導入を排除するかどうか。

(4)The effect of delay in conducting such activities on the public interest, including the power needs to be used by the proposed facility, the availability of alternative sources, if any, to meet those needs on a timely basis and delay costs to the applicant and to consumers.※
（4）そのような公共の福祉に関する活動（提案された施設で使用する電力需要を含む）の実施が遅延すれば、他の電源があり、適時的かつコスト的に需要家および消費者の需要に合致する。（原文が文法的に不完全）【和訳案①】※

（4）提案されている施設で使用される電気の不足を含む、公衆の利益の観点からのそのような活動の実施遅れの影響、もしあれば、時間的にニーズに合致した代替電源が利用できる見込み及び遅延による申請者と顧客に生じるコスト【和訳案②】※

（4）当該の行為を実施することの遅延に伴う公益上の影響で、計画されている施設によって満たされるべき電力需要が遅延なく確保されるのか、それとも申請者と消費者に対して損失をもたらすのか、代替電力が必要となる場合、それが遅延なく確保されるのか、それとも申請者と消費者に対して損失をもたらすのかということもそのような公益上の影響に含まれる。【和訳案③】※

Issuance of such an exemption shall not be deemed to constitute a commitment to issue a construction permit. During the period of any exemption granted pursuant to this paragraph (b), any activities conducted shall be carried out in such a manner as will minimize or reduce their environmental impact.
そのような免除の発行は、建設許可を発行することを約束するものとは見なされない。本段

落の(b)に準じて与えられた免除の期間中、任意の活動の実施は、環境への影響を最小限に抑えるか削減するような方法で行うべきである。

※　(b)（4）項については英文の不十分さもあり、委員ごとに解釈が異なるため 3 つの和訳案を併記した。以下は和訳案②および③の補足説明である。

・和訳案②の補足

英文が不完全に思えるが、以下の３つが考慮すべき事項として挙げられていると考える。

①Activities の遅延の影響（電気の不足を含む）、②代替電源の利用の可能性、③遅延によるコスト

電気の不足、代替電源の利用の可能性、遅延によるコストを含む、activities の遅延の影響かもしれないが、「代替電源の利用の可能性」は遅延の影響に含むものとして馴染みがわるい感じがする。

・和訳案③の補足

10CFR50.12（b）項は、原子力発電施設の建設を計画している工事認可証（Construction Permit）の申請者に対し、本来、NRC が同許可証を正式発行する前には実施が許されない行為のうち、特別な事情を個別に審査することによって、特別許可を与えることができる場合の特別除外事項（Special exemptions）を規定する条項である。

この条項では、そのような特別除外事項として、4 項目　（1）～（4）　が規定され、（4）項は、これが上述の位置付けである項目の一つという理解の下、以下のよう趣旨であると考えられる。

次のような具体的な状況を思い浮かべると、イメージしやすいかもしれない。

今、工事認可証の発給を NRC に対して申請中の事業者がいるとする。建設予定地の周辺では、人口が増え、産業も誘致され、急速な電力需要の伸びが予想されており、そのような電力消費者のためにプラントを建てようとしているのであるが、NRC による審査が遅々としており、着工が当初の計画よりも遅れそうになっている。そこで事業者は、もしそのようになった場合には、地域の消費者に迷惑をかけてしまうことになり、自社も地域の電力市場の確保に乗り遅れることになるため損失が生じてしまう。他の発電事業者から電力を購入し、消費者に供給すると言う方法もある。しかしその場合、自社はできれば買いたくない他社の電力を高い価格で買わなければならず、消費者もそれによって損失を受けることになる。従って、そのようなリスクを最小限にするためにも、一部の準備工事を特別除外事項として認め、先行的に着工することを申請する。

・免除申請の実例

表１　免除申請の実例（個別の不適合項目に対する免除申請の根拠）

耐火壁の耐火性能不足 ➢ 3 時間耐火が要求される耐火壁が 1.5 時間しか耐火性能を有していなかった。火災荷重評価及び安全停止に必要な多重系統間の離隔距離を根拠に免除申請の妥当性を証明。（出典：Browns Ferry 発電所、1983 年 2 月 4 日付免除申請 [2)]）
多重系統間の離隔距離不足 ➢ 安全停止に必要な多重系統間の離隔距離が約 17ft であった。可燃物管理及び火気使用作業管理を強化するとともに、追加で予作動式スプリンクラー（火災感知器連動型スプリンクラーなど）を設置し、火災荷重評価を根拠に免除申請の妥当性を証明。（出典：Vermont Yankee 発電所、2009 年 3 月 19 日付免除申請 [3)]）
冗長系統間における可燃物の介在 ➢ 安全停止に必要な多重系統間に可燃物（ケーブルトレイ）が介在していた。火災荷重評価並びに火災感知器及び自動消火系の効果を根拠に免除申請の妥当性を証明。（出典：Pilgrim 発電所、1988 年 7 月 20 日付免除申請 [4)]）
消火系の未設置 ➢ 原子炉建屋内の特定の区域全体を網羅する消火系が設置されていなかった。安全停止に必要なケーブルを迂回または追加の耐火材で防護し、火災荷重評価により免除申請の妥当性を証明。（出典：Oyster Creek 発電所、1986 年 3 月 24 日付免除申請 [5)]）

参考文献

1）NRC：“10CFR Part 50.12 Specific exemptions.”, July 10, 2014
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0012.html

2)NRC：“Browns Ferry, Unit 1, 2 and 3, Exemption Requests – 10 CFR 50.48 Fire Protection and Appendix R to 10 CFR Part 50.”, 04. Feb, 1983, Adamus - ML013620480
http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0136/ML013620480.pdf

3）NRC：“Vermont Yankee Nuclear Power Station-Exemption From The Requirements of 10 CFR Part 50, Appendix R (TACMD9251).”, 19. March, 2009, Adamus - ML090270026
http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0902/ML090270026.pdf

4）NRC：“Pilgrim - Exemption from Certain Technical Requirements of 10 CFR 50, Appendix R, Section III.G.”, 20. July, 1988, Adamus - ML011920217
http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0119/ML011920217.pdf

5）NRC：“OYSTER CREEK - EXEMPTIONS FROM REQUIREMENTS OF APPENDIX R TO 10 CFR PART 50, SECTION III.G.2 AND THE POST FIRE SAFE SHUTDOWN CAPABILITY.”, 24. March, 1986, Adamus - ML011160023
http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0111/ML011160023.pdf

（解説７）故障率（作動信頼性）に関するデータについて

原子力発電所における機器の作動信頼性については諸々のデータがあるが、防火扉の故障率に関するデータについては、NUREG/CR-6850「火災 PRA 手法」[1)]の中で以下のような整理がなされている（表１参照）。

表１　障壁（Barrier）の種類および故障確率

障壁（Barrier）の種類	障壁（Barrier）の故障確率／Demand
タイプ１　－　防火扉，防犯扉（Security doors），水密扉	7.4E-03
タイプ２　－　防火ダンパー，空調ダンパー	2.7E-03
タイプ３　－　貫通シール，防火障壁（Fire walls）	1.2E-03

PRA において障壁の故障に関する分析を行う際には、はじめに 0.1 の故障確率を用いてスクリーニングを行い、その後に表 1 の値を用いた詳細分析が行われる。ただし、表 1 の値（詳細は NUREG/CR-4840 [2)]を参照）を用いる場合は以下の点に留意されたい。

- ウォーターカーテンに関しては、感知および消火の効果的なアプローチ、信頼性、効用性を用いること。
- スクリーニングに 0.1 の値を用いる場合には、対象プラント特有の障壁に関する問題がないか、確認すること。

その他、長岐は火災学会大会 OS（2015 年）での論文「原子力発電所の火災防護に関する規制の変遷と現状-米国を対象として-」の中で、以下のように米国の状況を報告している。

「NRC と EPRI は火災 PRA 手法を開発するとともに、実運用から得られた教訓を反映しているものの、実際に火災 PRA を実施する事業者側からは、現行の火災 PRA 手法は過度に保守的であり、その結果として、火災 PRA から得られた知見が有益ではなくなる可能性があると指摘している。産業界からの指摘内容を以下に示す。

- 想定している火災が実際の運転経験と一致しない
  - ・過酷火災の出火頻度
  - ・火災成長速度、過酷度（電気盤火災、油火災、等）
  - ・消火機能の有効性

- <u>リスク値が運転経験と一致しない</u>
  - ・条件付炉心損傷確率の高い火災の発生頻度

・回路損傷に起因する機器誤作動の発生頻度
・火災 PRA の結果が有益でなくなる可能性がある
・他の重要な寄与因子が覆い隠される可能性
・火災 PRA の結果から得られた知見を反映したプラント改善による実際のリスク低減効果が過大に評価される可能性

上記のような指摘を受け、NRC や EPRI は現在でも火災 PRA 手法の改善に向けた研究活動を実施している。」[3]。

下線部については、サンプリングタイムの短さから以下のような指摘もある。
「例えば、原子炉の大災害とか、フーバーダムを決壊させるような大地震の起きる確率などはあいまいさをまぬがれない。原子炉の大事故に関する評価では各枝が何らかの要素の故障に対応しているもっともらしい事象系統樹を作る。それぞれの要素の信頼性は多くの場合知られている。しかし、この計算法はあきらかに疑わしい。まず、そのような計算から得られる確率は、たとえば 10^{-7}/reactor/year などと非常に小さい。この確率は非常に小さいので、この故障率を実際に確かめる方法は無い。つまり、1000 の原子炉を作って 10000 年間運転し、その運転記録を調べなければならない。さらに、可能性のあるすべての故障が事象系統樹に取り入れられているという保証は無い。

ここでは悉皆性の問題が重要である。この例は第 1 例と似ているが、大事故に影響する要因が多様であり、その検討項目について悉皆性が保証されないところに不確定性の要因がある。」[4]。

参考文献および引用文献

1）NUREG/CR-6850：“EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities”, Volume 2：Detailed Methodology, p.11-46, September 2005, http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6850/v2/

2）NUREG/CR-4840：“Procedures for the External Event Core Damage Frequency Analyses for NUREG-1150”,p.4-15, October 1990, http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0634/ML063460465.pdf

3）長岐雅博：原子力発電所の火災防護に関する規制の変遷と現状－米国を対象として－，2015 年度日本火災学会研究発表会，OS2-1

4）平田光司：トランスサイエンスとしての先端巨大技術，科学技術社会論研究　第 11 号（2015），p. 38

（解説８）米国と日本における原発のライセンス料の仕組み

10CFR Part 171 では、原子力施設に関するライセンスを有する事業者が、NRC に支払うべきライセンス料を規定している。以下にその概要を示す。

PART 171—ANNUAL FEES FOR REACTOR LICENSES AND FUEL CYCLE LICENSES AND MATERIALS LICENSES, INCLUDING HOLDERS OF CERTIFICATES OF COMPLIANCE, REGISTRATIONS, AND QUALITY ASSURANCE PROGRAM APPROVALS AND GOVERNMENT AGENCIES LICENSED BY THE NRC

10CFR Part 171 の規制は、政府機関に対して発行済みの証明書、および承認、登録、許可証を含む、US.NRC によって発行された品質保証プログラムの承認、およびデバイス登録、および密封線源[註1]、承認証明書、許可証を有する者に対して課される年度納付金について、説明している。発電炉の運転に関する許認可費用は、2014 年度実績で 5,223,000（ドル／炉・年）であり，1 ドルを 120 円として換算すると 626,760,000（円／炉・年）である。そのほか研究炉、試験炉、使用済み核燃料貯蔵、核燃料の取扱い、廃止措置など、ライセンスごとの許認可費用が述べられている[1)]。なお、NRC の予算のうち、およそ 90%が本規則により回収される許認可費用で構成されている[2)]。詳細については文献１、文献２を参照されたい。

また 10CFR Part 170 では、許可やライセンス、修正、更新、特別なプロジェクト、その他レビューなどに関する手数料について、スタッフ１名の 1 時間あたりの平均コストとして、279（ドル／時間・人）を用いて手数料を算出するとの記述がある[3)]。

註釈

註１：工業用、放射線機器の校正用等に使用される放射線源は、放射性物質が漏れない様に容器（プラスティック、金属、セラミック）に密封されており、腐食、温度、圧力、機械的な力から十分に耐えられる様になっており、これらを密封線源と呼ぶ[4)]。

参考文献

1）NRC：‘PART 171—ANNUAL FEES FOR REACTOR LICENSES AND FUEL CYCLE LICENSES AND MATERIALS LICENSES, INCLUDING HOLDERS OF CERTIFICATES OF COMPLIANCE, REGISTRATIONS, AND QUALITY ASSURANCE PROGRAM APPROVALS AND GOVERNMENT AGENCIES LICENSED BY THE NRC’, April 06, 2015, http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part171/full-text.html

2）NUREG-1100：‘Performance Budget/Congressional Budget Justification’， Feb 02, 2015, http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1100/

3）NRC：‘PART 170.20－Average cost per professional staff-hour.’, August 29, 2014, http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part170/part170-0020.html
4）原子力放射線用語，Weblio 辞書, http://www.weblio.jp/content/%E5%AF%86%E5%B0%81%E7%B7%9A%E6%BA%90

（解説９）SFPE と火災防護に関する条文の紹介

以下の文献に示されているように、火災防護プログラムの担当者は SFPE などの会員であり、監査の担当者もまた SFPE 等の会員でなければならない。

火災防護プログラム（Fire Protection Program）の構築と実行は、原子力発電所の火災防護プログラムの指示において、包括的なアプローチを提供するために、原子力プラントの安全性および火災防護に関する訓練や経験を有する職員が責任を負うべきである。火災防護エンジニア（またはコンサルタント）は公認された工学カリキュラムを修得し、SFPE の会員（プロフェッショナル会員）としての適切な要件を満たす、または公認された工学カリキュラムを修得し、州の専門火災防護エンジニアの免許を持っている、など火災防護プログラムに対して責任を有する組織の会員であるべきである[1)]。（Reg.1.189 1.6 節）

監査を行う火災防護エンジニアについても同様の扱いがなされている。（Reg.1.189 1.7.10 節）

参考文献

１）NRC : “REGULATORY GUIDE 1.189 FIRE PROTECTION FOR NUCLEAR POWER PLANTS”, Revision 2, October, 2009
http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0925/ML092580550.pdf

（解説１０）保護系と制御系の定義について

10CFR Part 50 附則 A「原子力発電所の一般設計基準」と日本の技術基準[1)]の比較により、附則 A における保護系、制御系の記述と対応している、と判断した部分を抜粋する。

参考文献１のⅢ．用語の定義においては、「安全保護系」について以下の定義がある。

「安全保護系」

- 原子炉施設の異常状態を検知し、必要な場合、原子炉停止系、工学的安全施設等の作動を直接開始させるよう設計された設備をいう。

参考文献１のⅧ．安全保護系においては以下のような記述がある。

指針 39．安全保護系と計測制御系との分離

- 安全保護系は、計測制御系と部分的に共用する場合には、計測制御系の影響により安全保護系の機能を失わないように、計測制御系から機能的に分離された設計であること。

また、参考文献１のⅩ．計測制御系および電気系統においては、「計測制御系」について以下のような記述がある。

指針 47．計測制御系

- １．計測制御系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における次の各号に掲げる事項を十分考慮した設計であること。
  （1）炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、適切な予想範囲に維持制御されること。
  （2）前号のパラメータについては、必要な対策が講じ得るように予想変動範囲内での監視が可能であること。
  ２．計測制御系は、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを適切な方法で十分な範囲にわたり監視し得るとともに、必要なものについては、記録が可能な設計であること。
  特に原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態は、２種類以上のパラメータにより監視又は推定できる設計であること。

参考文献

１）旧原子力安全委員会：発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針，平成 2 年 8 月 30 日，http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsashishin/pdf/1/si002.pdf

（解説１１）米国 NRC、日本 NRA のホームページの見方

NRC ホームページ（http://www.nrc.gov/）

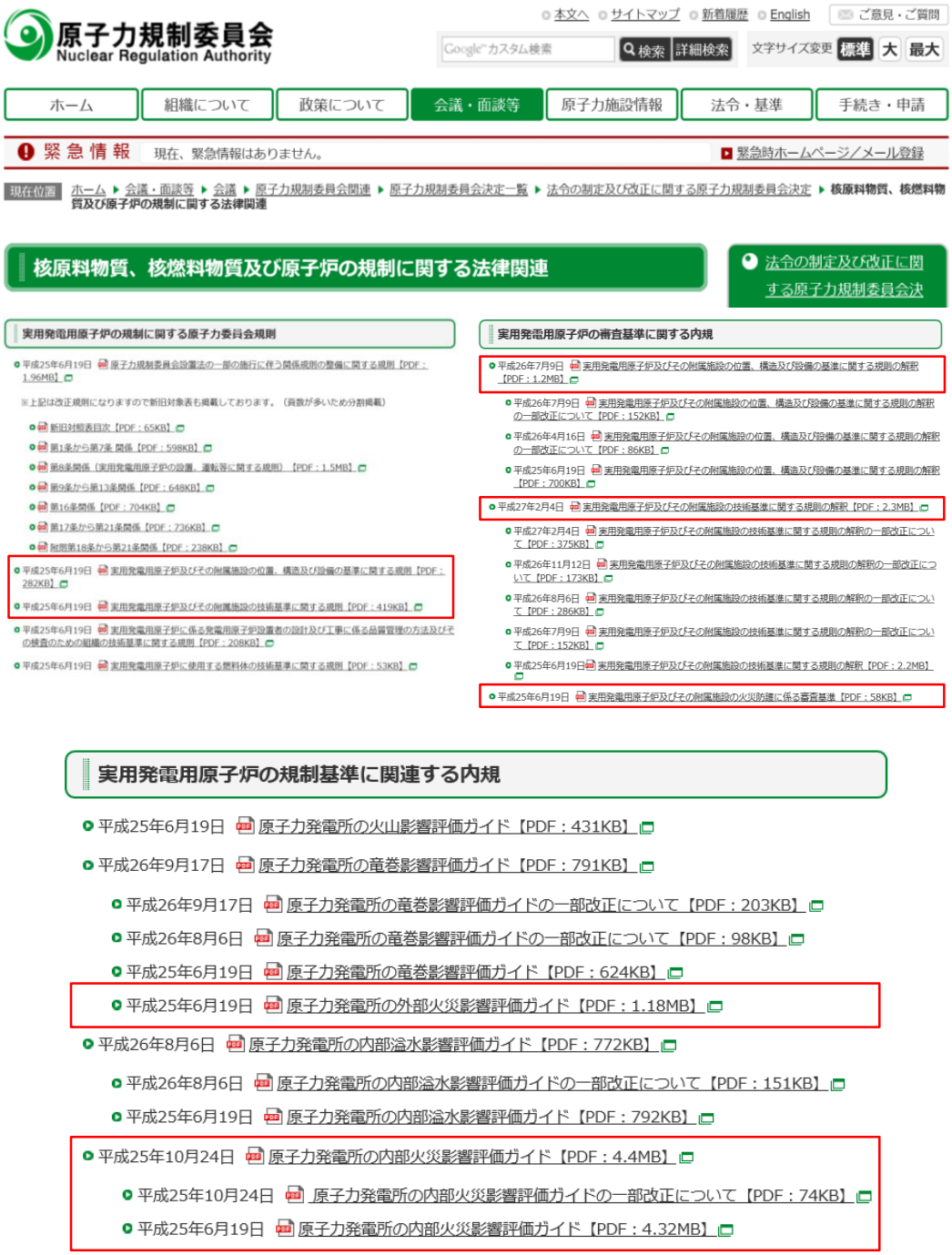
NRC のホームページでは、現在までに行われてきた火災防護に関する様々な取り組みについて、分かり易くまとめられている。米国の規制活動を遡る上では、下記 URL が非常に参考となるため、合わせて紹介する。

・http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/brochures/br0361/s1/index.html#ftn1

また NRC では過去の審査や規制活動に関する文書を一括で管理し、それらを検索するサービスとして ADAMS システムというものがある。詳細は下記 URL を参照されたい。

・http://www.nrc.gov/reading-rm/adams.html

NRA ホームページ（https://www.nsr.go.jp/）



NRA のホームページから火災防護に関する現行の規制指針等を全て明示する。また、旧組織における会議資料等も全て公開されており、これらは我が国における規制活動を遡る上で非常に有益であると判断した。したがって、下記 URL を紹介しておく。

・https://www.nsr.go.jp/nra/archive/index.html

あとがき

本報告書は、本委員会での議論（HP：http://www.rs.kagu.tus.ac.jp/tujimoto/genshiryoku.html で公開）に加え、以下の辻本研での卒業論文、修士論文によるところが大きい。また、報告書を纏めるにあたって、原田和典委員、角谷核二郎委員、奈良間雄委員、長岐雅博幹事ならびに辻本研修士 2 年田坂光司君の多大なる協力を得た。記して謝意を表します。

平成 21 年度（2009）修士論文
「原子力発電所における火災安全の在り方に関する考察－米国原子力規制委員会の火災安全に対する規制活動を例として－」，長岐雅博

平成 23 年度（2011）修士論文
「日本の原子力発電所における火災対策の研究－IAEA 国際安全基準と日本の火災防護規制の比較」，稲垣宙伸

平成 25 年度（2013）卒業論文
「原子力発電所の火災と規制に関する統計分析」，野村由浩

平成 26 年度（2014）卒業論文
「米国の原子力発電所における火災防護に関する法規制の変遷と整備状況について」，賀川健人、高佳宏、大嶋規代

平成 26 年度（2014）卒業論文
「TIME から読み取る原発に対する意識の変遷」，井町遼、片山飛路

補足資料

本報告書を纏めるにあたって、米国の火災防護規制に係る文書の和訳作業を行ったため、参考までに巻末へ附属する。ただし、日本語訳の精度については疑問の残るところも多いため、英語の原文と日本語の訳文を併記する形をとった。したがって、自主的な補完を期待したい。

補足資料①　10CFR Part 50 Appendix A の和訳

Appendix A to Part 50－General Design Criteria for Nuclear Power Plants
10CFR Part 50 附則 A－「原子力発電所の一般設計基準」

Table of Contents　目次

Introduction　序論
Definitions　定義および解説
・Nuclear Power Unit　原子力発電施設
・Loss of Coolant Accidents　冷却材喪失事故
・Single Failure　単一故障
・Anticipated Operational Occurrences　懸念される運転上の事象

CRITERIA　指針

I. Overall Requirements
I. 全般的要件
1. Quality Standards and Records
指針 1. 品質基準および記録
2. Design Bases for Protection Against Natural Phenomena
指針 2. 自然現象に対する防護のための設計基準
3. Fire Protection
指針 3. 火災防護
4. Environmental and Dynamic Effects Design Bases
指針 4. 環境条件および飛来物のための設計基準
5. Sharing of Structures, Systems, and Components
指針 5. 構造物、系統および機器の共有

II. Protection by Multiple Fission Product Barriers
II. 多重の核分裂生成物バリアによる防護
10. Reactor Design

指針 10. 原子炉設計

11. Reactor inherent Protection

指針 11. 原子炉固有の防護

12. Suppression of Reactor Power Oscillations

指針 12. 原子炉出力振動の抑制

13. Instrumentation and Control

指針 13. 計装および制御

14. Reactor Coolant Pressure Boundary

指針 14. 原子炉冷却材圧力バウンダリー

15. Reactor Coolant System Design

指針 15. 原子炉冷却系の設計

Containment Design

指針 16. 格納容器の設計

17. Electric Power Systems

指針 17. 電気系統

18. Inspection and Testing of Electric Power Systems

指針 18. 電気系統の検査および試験

19. Control Room

指針 19. 制御室

III. Protection and Reactivity Control Systems

III. 保護系および反応度制御系

20. Protection System Functions

指針 20. 保護系の機能

21. Protection System Reliability and Testability

指針 21. 保護系の信頼性および試験容易性

22. Protection System Independence

指針 22. 保護系の独立性

23. Protection System Failure Modes

指針 23. 保護系の故障モード

24. Separation of Protection and Control Systems

指針 24. 保護系および制御系の分離

25. Protection System Requirements for Reactivity Control Malfunctions

指針 25. 反応度制御系の機能不全に対する保護系の要件

26. Reactivity Control System Redundancy and Capability

指針 26. 反応度制御系の多重性および能力

27. Combined Reactivity Control Systems Capability
指針 27. 組み合わせた反応度制御系の能力
28. Reactivity Limits
指針 28. 反応度の制限
29. Protection Against Anticipated Operational Occurrences
指針 29. 懸念される運転上の事象に対する防護

IV. Fluid Systems
IV. 流体系
30. Quality of Reactor Coolant Pressure Boundary
指針 30. 原子炉冷却材圧力バウンダリーの品質
31. Fracture Prevention of Reactor Coolant Pressure Boundary
指針 31. 原子炉冷却材圧力バウンダリーの破壊防止
32. Inspection of Reactor Coolant Pressure Boundary
指針 32. 原子炉冷却材圧力バウウンダリーの検査
33. Reactor Coolant Makeup
指針 33. 原子炉冷却材の補給
34. Residual Heat Removal
指針 34. 残留熱の除去
35. Emergency Core Cooling
指針 35. 緊急炉心冷却
36. Inspection of Emergency Core Cooling System
指針 36. 緊急炉心冷却系の検査
37. Testing of Emergency Core Cooling System
指針 37. 緊急炉心冷却系の試験
38. Containment Heat Removal
指針 38. 格納容器内の熱除去
39. Inspection of Containment Heat Removal System
指針 39. 格納容器熱除去系の検査
40. Testing of Containment Heat Removal System
指針 40. 格納容器熱除去系の試験
41. Containment Atmosphere Cleanup
指針 41. 格納容器雰囲気の浄化
42. Inspection of Containment Atmosphere Cleanup Systems
指針 42. 格納容器雰囲気浄化系の検査
43. Testing of Containment Atmosphere Cleanup Systems

指針 43. 格納容器雰囲気浄化系の試験

44. Cooling Water

指針 44. 冷却水

45. Inspection of Cooling Water System

指針 45. 冷却水系の検査

46. Testing of Cooling Water System

指針 46. 冷却水系の試験

V. Reactor Containment

V. 原子炉格納容器

50. Containment Design Basis

指針 50. 格納容器の設計基準

51. Fracture Prevention of Containment Pressure Boundary

指針 51. 格納容器圧力バウンダリーの破壊防止

52. Capability for Containment Leakage Rate Testing

指針 52. 格納容器漏洩率試験のための性能

53. Provisions for Containment Testing and Inspection

指針 53. 格納容器の試験および検査に対する備え

54. Systems Penetrating Containment

指針 54. 格納容器を貫通する配管系

55. Reactor Coolant Pressure Boundary Penetrating Containment

指針 55. 格納容器を貫通する原子炉冷却材圧力バウンダリー

56. Primary Containment Isolation

指針 56. 1 次格納容器の隔離

57. Closed Systems Isolation Valves

指針 57. 閉鎖系の隔離弁

VI. Fuel and Radioactivity Control

VI. 燃料および放射線管理

60. Control of Releases of Radioactive Materials to the Environment

指針 60. 環境への放射性物質の放出に関する管理

61. Fuel Storage and Handling and Radioactivity Control

指針 61. 燃料の貯蔵と取扱いおよび放射線の管理

62. Prevention of Criticality in Fuel Storage and Handling

指針 62. 燃料の貯蔵および取扱いにおける臨界の防止

63. Monitoring Fuel and Waste Storage

指針 63. 燃料および廃棄物貯蔵のモニタリング
64. Monitoring Radioactivity Releases
指針 64. 放射線放出のモニタリング

Introduction　序論

Under the provisions of § 50.34, an application for a construction permit must include the principal design criteria for a proposed facility.
10CFR §50.34 の規定に拠り、建設許可申請書には提案施設の基本設計指針を含めなくてはならない。

Under the provisions of 10 CFR 52.47, 52.79, 52.137, and 52.157, an application for a design certification, combined license, design approval, or manufacturing license, respectively, must include the principal design criteria for a proposed facility.
10CFR Part 52.47、52.79、52.137 および 52.157 の規定に拠り、設計認可（certification）、複合のライセンス、設計承認(approval)、または製造許可に関する申請書には、提案施設の基本設計指針を含めなければならない。

The principal design criteria establish the necessary design, fabrication, construction, testing, and performance requirements for structures, systems, and components important to safety; that is, structures, systems, and components that provide reasonable assurance that the facility can be operated without undue risk to the health and safety of the public.
基本設計指針は、安全上重要な構築物、系統、機器にとって必要な設計、製造、据付、試験及び性能の要件を定めるものである。すなわち、構築物、系統及び機器は、その施設が公衆の健康と安全に不当な危険を与えることなく運転され得るという保証を与えるものでなくてはならない。

These General Design Criteria establish minimum requirements for the principal design criteria for water-cooled nuclear power plants similar in design and location to plants for which construction permits have been issued by the Commission.
ここで述べる「一般設計指針」は、委員会により建設許可が下りている発電所と設計及び配置において似ている軽水冷却型原子力発電所に関する基本設計指針の最小要件を定めるものである。

The General Design Criteria are also considered to be generally applicable to other types

of nuclear power units and are intended to provide guidance in establishing the principal design criteria for such other units.
また「一般設計指針」は、他の型の原子力発電施設にも一般的に適用できるように考慮されており、そのような他の原子力発電施設の基本設計指針を定める際の手引きとなるように意図されている。

The development of these General Design Criteria is not yet complete.
これら「一般設計指針」はまだ十分には策定されていない。

For example, some of the definitions need further amplification.
例えば、定義のなかにはさらに拡充されなければならないものもある。

Also, some of the specific design requirements for structures, systems, and components important to safety have not as yet been suitably defined.
また、安全上重要な構築物、系統及び機器の個々の設計要件のなかにもまだ適切に定義されていないものがある。

Their omission does not relieve any applicant from considering these matters in the design of a specific facility and satisfying the necessary safety requirements. These matters include:
そうした不備はあっても、いかなる申請者も個々の施設の設計においてこれらの事項を考慮し、必要な安全要件を満たすことを免れるものではない。これらの事項とは：

(1) Consideration of the need to design against single failures of passive components in fluid systems important to safety. (See Definition of Single Failure.)
(1) 安全上重要な冷却系統での静的機器の単一故障に対する設計の必要性の考慮。（単一故障の定義参照）

(2) Consideration of redundancy and diversity requirements for fluid systems important to safety.
(2) 安全上重要な冷却系統の所要の多重性、多様性に関する考慮。

A "system" could consist of a number of subsystems each of which is separately capable of performing the specified system safety function.
ひとつの“系”は、各々が独立的に個々の系統安全機能を果すことのできる多数の副系から成っている。

The minimum acceptable redundancy and diversity of subsystems and components within a subsystem, and the required interconnection and independence of the subsystems have not yet been developed or defined. (See Criteria 34, 35, 38, 41, and 44.)
副系及び副系内の機器の最小限に許容できる多重性、多様性、並びに副系の所要相互関連及び独立性に関してはまだ策定されておらず、従って定義されていない。(指針 34、35、38、41 及び 44 参照)

(3) Consideration of the type, size, and orientation of possible breaks in components of the reactor coolant pressure boundary in determining design requirements to suitably protect against postulated loss-of-coolant accidents. (See Definition of Loss of Coolant Accidents.)
(3) 想定される冷却材喪失事故を適切に防護するための設計要件を決定する際の、原子炉冷却材圧力バウンダリーの機器に起りうる破断の様相、大きさ、方位の考慮。(冷却材喪失事故の定義参照)

(4) Consideration of the possibility of systematic, nonrandom, concurrent failures of redundant elements in the design of protection systems and reactivity control systems. (See Criteria 22, 24, 26, and 29.)
(4) 保護系及び反応度制御系の設計における多重要素の系統的、規則的、同時故障の可能性の考慮。(指針 22、24、26 及び 29 参照)

It is expected that the criteria will be augmented and changed from time to time as important new requirements for these and other features are developed.
指針は、これら及びその他の事項の新規の重要要件が定められるに従い、時に応じて、追加され、修正されるものとする。

There will be some water-cooled nuclear power plants for which the General Design Criteria are not sufficient and for which additional criteria must be identified and satisfied in the interest of public safety.
「一般設計指針」では十分でなく、公衆の安全のために、追加の指針が明確にされ、満足されなければならない軽水冷却型原子力発電所が幾つか出てくるであろう。

In particular, it is expected that additional or different criteria will be needed to take into account unusual sites and environmental conditions, and for water-cooled nuclear power units of advanced design.
特に、他と異った敷地、環境条件を考慮するため、あるいはまた新型設計の軽水冷却型原子

力発電所には新規の異なった指針が必要となるであろう。

Also, there may be water-cooled nuclear power units for which fulfillment of some of the General Design Criteria may not be necessary or appropriate.
また、「一般設計指針」の幾つかに従うことが不必要であるか、あるいは不適切な軽水冷却型原子力発電施設もあるかもしれない。

For plants such as these, departures from the General Design Criteria must be identified and justified.
これらのような発電所に関しては、「一般設計指針」からの逸脱が明確にされ、正当化されなければならない。

Definitions and Explanations　定義および解説

Nuclear power unit.
原子力発電施設。

A nuclear power unit means a nuclear power reactor and associated equipment necessary for electric power generation and includes those structures, systems, and components required to provide reasonable assurance the facility can be operated without undue risk to the health and safety of the public.
原子力発電施設とは、発電に必要な原子炉及びその関連設備をいい、公衆の健康と安全に不当な危険を与えることなく施設が運転され得るという適切な保証を与えるよう求められる構築物、系統及び機器を含む。

Loss of coolant accidents.
冷却材喪失事故。

Loss of coolant accidents mean those postulated accidents that result from the loss of reactor coolant at a rate in excess of the capability of the reactor coolant makeup system from breaks in the reactor coolant pressure boundary, up to and including a break equivalent in size to the double-ended rupture of the largest pipe of the reactor coolant system.[1]
冷却材喪失事故とは、破断面積が原子炉冷却系の最大配管の両端破断に等しい破断まで含め、原子炉冷却材圧力バウンダリーにおける破断により原子炉冷却材補給系の能力を超えて原子炉冷却材が喪失した結果生じる想定事故をいう(注1)。

Single failure.
単一故障。

A single failure means an occurrence which results in the loss of capability of a component to perform its intended safety functions.
単一故障とは、単一事象に起因して機器が所定の安全機能を果す能力を失うことをいう。

Multiple failures resulting from a single occurrence are considered to be a single failure.
単一事象に起因する多重故障は単一故障と考えられる。

Fluid and electric systems are considered to be designed against an assumed single failure if neither (1) a single failure of any active component (assuming passive components function properly) nor (2) a single failure of a passive component (assuming active components function properly), results in a loss of the capability of the system to perform its safety functions.[2]
冷却系統及び電気系統は、次のいずれもが系統の安全機能を果す能力を失う起因とならない場合、想定される単一故障に耐える設計がなされているものと考えられる（注２）。
（1）（静的機器が正常に機能を果すと仮定した場合の）あらゆる動的機器の単一故障
（2）（動的機器が正常に機能を果すと仮定した場合の）静的機器の単一故障

Anticipated operational occurrences.
懸念される運転上の事象。

Anticipated operational occurrences mean those conditions of normal operation which are expected to occur one or more times during the life of the nuclear power unit and include but are not limited to loss of power to all recirculation pumps, tripping of the turbine generator set, isolation of the main condenser, and loss of all offsite power.
懸念される運転上の事象とは、原子力発電施設の耐用期間中 1 回もしくはそれ以上発生すると予想される通常運転の状態をいい、全再循環ポンプの電源喪失、タービントリップ、主復水器の隔離及び全外部電源の喪失を含むが、これらに限定されるものではない。

[1] Further details relating to the type, size, and orientation of postulated breaks in specific components of the reactor coolant pressure boundary are under development.
（注１）原子炉冷却材圧力バウンダリーの個々の機器で想定される破断の様相、大きさ、方位に関するより一層の詳細は現在策定中である。

[2] Single failures of passive components in electric systems should be assumed in designing against a single failure. The conditions under which a single failure of a passive component in a fluid system should be considered in designing the system against a single failure are under development.
（注２）電気系統における静的機器の単一故障は、単一故障に対する設計の際に想定すべきである。単一故障に対する系統の設計の際に、冷却系統における静的機器の単一故障が考慮されるべき条件は現在策定中である。

Criteria　指針

I. Overall Requirements
I. 全般的要件

Criterion 1—Quality standards and records.
指針 1－品質基準および記録

Structures, systems, and components important to safety shall be designed, fabricated, erected, and tested to quality standards commensurate with the importance of the safety functions to be performed.
安全上重要な構築物、系統及び機器は、果されるべき安全機能の重要度に応じた品質基準に従い、設計、製造、据付並びに試験が実施されなければならない。

Where generally recognized codes and standards are used, they shall be identified and evaluated to determine their applicability, adequacy, and sufficiency and shall be supplemented or modified as necessary to assure a quality product in keeping with the required safety function.
一般的に認定されている規格及び基準が適用される場合、それらの適用可能性、妥当性並びに十全性を判断するために、明確化及び評価が実施されなければならず、また所定の安全機能を果し得る完成された品質を確保するため必要に応じて補足、修正されなければならない。

A quality assurance program shall be established and implemented in order to provide adequate assurance that these structures, systems, and components will satisfactorily perform their safety functions.
これらの構築物、系統及び機器がその安全機能を満足に果すという十分な保証を与えるために、品質保証計画が確立され、実施されなければならない。

Appropriate records of the design, fabrication, erection, and testing of structures, systems, and components important to safety shall be maintained by or under the control of the nuclear power unit licensee throughout the life of the unit.
安全上重要な構築物、系統及び機器の設計、製造、据付並びに試験に関する適切な記録は、原子力発電施設の耐用期間中、施設の被認可者により維持あるいは管理されなければならない。

Criterion 2—Design bases for protection against natural phenomena.
指針 2－自然現象に対する防護のための設計基準

Structures, systems, and components important to safety shall be designed to withstand the effects of natural phenomena such as earthquakes, tornadoes, hurricanes, floods, tsunami, and seiches without loss of capability to perform their safety functions.
安全上重要な構築物、系統及び機器は、それらの安全機能を果す能力を失うことなく地震、竜巻、ハリケーン、洪水、津波及び静振（訳注：数分から数時間にわたって発生する湖沼の水面の周期的振動、気圧の変動のために起るといわれる）のような自然現象の影響に耐え得るよう設計されなければならない。

The design bases for these structures, systems, and components shall reflect:
かかる構築物、系統及び機器の設計基準には次の事柄が考慮されなければならない。

(1) Appropriate consideration of the most severe of the natural phenomena that have been historically reported for the site and surrounding area, with sufficient margin for the limited accuracy, quantity, and period of time in which the historical data have been accumulated,
(1) 歴史的データの精度、量、及びその集積期間に対する十分な斟酌を加えた上での、当該サイト及びその周辺地域において歴史的に報告された自然現象のうち最も苛酷な事例に対する適切な考慮

(2) appropriate combinations of the effects of normal and accident conditions with the effects of the natural phenomena and
(2) 通常及び事故条件と自然現象との適切な組み合わせ

(3) the importance of the safety functions to be performed.
(3) 果すべき安全機能の重要度

Criterion 3—Fire protection.
指針 3－火災防護

Structures, systems, and components important to safety shall be designed and located to minimize, consistent with other safety requirements, the probability and effect of fires and explosions.
安全上重要な構造物、系統及び機器は、爆発及び火災の影響並びにその可能性を他の安全要求事項と調和して最小限にするよう配置及び設計されなければならない。

Noncombustible and heat resistant materials shall be used wherever practical throughout the unit, particularly in locations such as the containment and control room.
不燃性及び耐熱性材料はその施設の全体へ、特に格納容器や制御室のような区域で実行可能なところはどこへでも使用されなければならない。

Fire detection and fighting systems of appropriate capacity and capability shall be provided and designed to minimize the adverse effects of fires on structures, systems, and components important to safety.
適切な容量と能力を有する火災感知系、及び火災消火系は安全上重要な構造物、系統及び機器に対する火災の悪影響を最小限度とするよう備えられ、設計されなければならない。

Firefighting systems shall be designed to assure that their rupture or inadvertent operation does not significantly impair the safety capability of these structures, systems, and components.
火災消火系はそれらの破損、または意図しない作動がこれらの構造物、系統及び機器の安全機能を著しく損なわないことを確実にするよう設計されなければならない。

Criterion 4—Environmental and dynamic effects design bases.
指針 4－環境条件および飛来物のための設計基準

Structures, systems, and components important to safety shall be designed to accommodate the effects of and to be compatible with the environmental conditions associated with normal operation, maintenance, testing, and postulated accidents, including loss-of-coolant accidents.
安全上重要な構築物、系統及び機器は、通常の運転、保守、試験及び冷却材喪失事故を含む想定事故に関連した環境条件の影響に対処し、適合できるように設計されなければならない。

These structures, systems, and components shall be appropriately protected against dynamic effects, including the effects of missiles, pipe whipping, and discharging fluids, that may result from equipment failures and from events and conditions outside the nuclear power unit.
かかる構築物、系統、及び械器は、設備故障及び原子力発電施設外の事象並びに条件に起因する飛来物、配管のむち打ち、及び流出流体の影響を含む動的な影響に対して適切に防護されなければならない。

However, dynamic effects associated with postulated pipe ruptures in nuclear power units may be excluded from the design basis when analyses reviewed and approved by the Commission demonstrate that the probability of fluid system piping rupture is extremely low under conditions consistent with the design basis for the piping.
しかしながら、委員会が審査及び承認した解析が流体系配管破断の確率が極めて低いことを立証する場合には、原子力発電施設の想定配管破断に関連した動的影響を設計基準から排除してよい。（訳注：最後の文章は、1987 年 10 月 27 日に官報公示、翌月 27 日に発効）

Criterion 5—Sharing of structures, systems, and components.
指針 5－構造物、系統および機器の共有

Structures, systems, and components important to safety shall not be shared among nuclear power units unless it can be shown that such sharing will not significantly impair their ability to perform their safety functions, including, in the event of an accident in one unit, an orderly shutdown and cooldown of the remaining units.
安全上重要な構築物、系統及び機器は、1 つの施設における万一の事故の場合、他の施設での通常停止及び冷却を含め、その安全機能遂行能力が証明されない限り原子力発電施設間で共用してはならない。

II. Protection by Multiple Fission Product Barriers
II. 多重の核分裂生成物バリアによる防護

Criterion 10—Reactor design.
指針 10－原子炉設計

The reactor core and associated coolant, control, and protection systems shall be designed with appropriate margin to assure that specified acceptable fuel design limits are not exceeded during any condition of normal operation, including the effects of

anticipated operational occurrences.
原子炉炉心及びそれに関連した冷却系、制御系、並びに保護系は、懸念される運転上の事象の影響を含め通常運転のいかなる条件下においても、設計書に示された燃料許容設計限界を超えないように適切な余裕をもって設計されなければならない。

Criterion 11—Reactor inherent protection.
指針 11－原子炉固有の防護

The reactor core and associated coolant systems shall be designed so that in the power operating range the net effect of the prompt inherent nuclear feedback characteristics tends to compensate for a rapid increase in reactivity.
原子炉炉心及びそれに関連した冷却系は、出力運転範囲において急速で固有な核フィードバック特性の全体的効果が急激な反応度の増大を補償できるように設計されなければならない。

Criterion 12—Suppression of reactor power oscillations.
指針 12－原子炉出力振動の抑制

The reactor core and associated coolant, control, and protection systems shall be designed to assure that power oscillations which can result in conditions exceeding specified acceptable fuel design limits are not possible or can be reliably and readily detected and suppressed.
原子炉炉心及びそれに関連した冷却系、制御系、並びに保護系は、設計書に示された燃料許容設計限界を超える状態の起因となる出力振動が起こり得ないか、あるいは確実かつ容易に検知、抑制され得るように設計されなくてはならない。

Criterion 13—Instrumentation and control.
指針 13－計装および制御

Instrumentation shall be provided to monitor variables and systems over their anticipated ranges for normal operation, for anticipated operational occurrences, and for accident conditions as appropriate to assure adequate safety, including those variables and systems that can affect the fission process, the integrity of the reactor core, the reactor coolant pressure boundary, and the containment and its associated systems. Appropriate controls shall be provided to maintain these variables and systems within prescribed operating ranges.

核分裂過程、原子炉炉心の健全性、原子炉冷却材圧力バウンダリー及び格納容器とそれに関連した系に影響を及ぼし得る変数並びに系統を含め、十分な安全性を保証するのに適切であるように、通常運転、予想される運転上の事象及び事故状況に対しそれらの予想される範囲を超える変数並びに系統を監視するための計装及び制御が設けられなくてはならない。予め規定された運転範囲内にこれら変数並びに系統を維持するために適切な制御が設けられなくてはならない。

Criterion 14—Reactor coolant pressure boundary.
指針 14－原子炉冷却材圧力バウンダリー

The reactor coolant pressure boundary shall be designed, fabricated, erected, and tested so as to have an extremely low probability of abnormal leakage, of rapidly propagating failure, and of gross rupture.
原子炉冷却材圧力バウンダリーは、異常な漏洩、急速に伝播する破損、並びに大破断の発生する可能性が極低くなるように設計、製造、据付及び試験が実施されなくてはならない。

Criterion 15—Reactor coolant system design.
指針 15－原子炉冷却系の設計

The reactor coolant system and associated auxiliary, control, and protection systems shall be designed with sufficient margin to assure that the design conditions of the reactor coolant pressure boundary are not exceeded during any condition of normal operation, including anticipated operational occurrences.
原子炉冷却系及びそれに関連した補助系、制御系並びに保護系は、懸念される運転上の事象を含め通常運転のいかなる条件下でも原子炉冷却材圧力バウンダリーの設計条件を超えないように十分な余裕をもって設計されなければならない。

Criterion 16—Containment design.
指針 16－格納容器の設計

Reactor containment and associated systems shall be provided to establish an essentially leak-tight barrier against the uncontrolled release of radioactivity to the environment and to assure that the containment design conditions important to safety are not exceeded for as long as postulated accident conditions require.
格納容器及びその関連系は、周辺への放射能の無制限な放出に対して本質的な耐漏洩障壁となり、かつ、想定事故条件において要求される期間中、安全上重要な格納容器の設計条件

を超えないように設計されなければならない。

Criterion 17—Electric power systems.
指針 17－電気系統

An onsite electric power system and an offsite electric power system shall be provided to permit functioning of structures, systems, and components important to safety.
安全上重要な構築物、系統及び機器が機能を果せるように、所内電源系並びに外部電源系が設置されなくてはならない。

The safety function for each system (assuming the other system is not functioning) shall be to provide sufficient capacity and capability to assure that
（他の系統が機能しないと仮定して）各々の系統の安全機能は次のことを保証するため、十分な容量と能力を備えなくてはならない。

(1) specified acceptable fuel design limits and design conditions of the reactor coolant pressure boundary are not exceeded as a result of anticipated operational occurrences
(1) 予想される運転上の事象の結果として設計書に示された燃料許容設計限界並びに原子炉冷却材圧力バウンダリーの設計条件を超えないこと。

and (2) the core is cooled and containment integrity and other vital functions are maintained in the event of postulated accidents.
(2) 万一想定事故が発生した場合、炉心冷却が行なわれ、かつ格納容器の健全性並びに他の極めて重要な機能が維持されること。

The onsite electric power supplies, including the batteries, and the onsite electric distribution system, shall have sufficient independence, redundancy, and testability to perform their safety functions assuming a single failure.
バッテリーを含む所内電源及び所内配電系統は、単一故障（a single failure）を想定して、その安全機能を果すために十分な独立性、多重性並びに試験可能性を持たなくてはならない。

Electric power from the transmission network to the onsite electric distribution system shall be supplied by two physically independent circuits (not necessarily on separate rights of way) designed and located so as to minimize to the extent practical the likelihood of their simultaneous failure under operating and postulated accident and

environmental conditions.
送電線網から所内配電系統までの電力は、運転中、想定事故下並びに環境条件下で起こる同時故障の可能性を実行上可能な限り低くするために設計され、設置された物理的に独立した 2 回路（必ずしも別々の用地を通る必要はない）によって供給されなければならない。

A switchyard common to both circuits is acceptable.
両回路に共通な開閉所は許容される。

Each of these circuits shall be designed to be available in sufficient time following a loss of all onsite alternating current power supplies and the other offsite electric power circuit, to assure that specified acceptable fuel design limits and design conditions of the reactor coolant pressure boundary are not exceeded.
かかる回路の各々は、設計書に示された燃料許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリーの設計条件を超えないように、すべての所内交流電力供給並びにその他の外部電力回路の喪失後、十分な時間利用できるように設計されなければならない。

One of these circuits shall be designed to be available within a few seconds following a loss-of-coolant accident to assure that core cooling, containment integrity, and other vital safety functions are maintained.
かかる回路のうち 1 回路は、炉心冷却、格納容器の健全性、及び他の重要な安全機能が維持されるように、冷却材喪失事故後 2～3 秒以内に利用できるように設計されなければならない。

Provisions shall be included to minimize the probability of losing electric power from any of the remaining supplies as a result of, or coincident with, the loss of power generated by the nuclear power unit, the loss of power from the transmission network, or the loss of power from the onsite electric power supplies.
原子力発電施設によって発電された電力の喪失、送電線網からの電力の喪失あるいは所内電源からの電力の喪失の結果として、あるいは喪失と同時に、他のすべての電源からの電力の喪失の可能性を最小限にするように対策が講じられなければならない。

Criterion 18—Inspection and testing of electric power systems.
指針 18－電気系統の検査および試験

Electric power systems important to safety shall be designed to permit appropriate periodic inspection and testing of important areas and features, such as wiring,

insulation, connections, and switchboards, to assess the continuity of the systems and the condition of their components.
安全上重要な電気系統は、系統の連続性及びその機器の状態を評価するため、配電系統、絶縁物、接続部及び配電盤のような重要な部分並びに特性の適切な定期検査及び試験ができるように設計されなければならない。

The systems shall be designed with a capability to test periodically
同系統は次の事項を定期的に試験できる能力を有するように設計されなければならない。

(1) the operability and functional performance of the components of the systems, such as onsite power sources, relays, switches, and buses,
(1) 所内電源、リレー、スイッチ及び母線のような系統機器の運転可能性及び機能上の性能

and (2) the operability of the systems as a whole and, under conditions as close to design as practical, the full operation sequence that brings the systems into operation, including operation of applicable portions of the protection system, and the transfer of power among the nuclear power unit, the offsite power system, and the onsite power system.
(2) 全体としての、及び出来る限り設計に近い条件下での系の運転可能性、保護系の適当な部分の作動を含む、系を運転状態にする全出力運転シーケンス、並びに原子力発電施設、外部電源系及び所内電源系 3 者間の電源の切り替え

Criterion 19—Control room.
指針 19－制御室

A control room shall be provided from which actions can be taken to operate the nuclear power unit safely under normal conditions and to maintain it in a safe condition under accident conditions, including loss-of-coolant accidents.
制御室は、そこから通常状態において原子力発電施設を安全に運転し、かつ、冷却材喪失事故を含む事故条件下で施設を安全な状態に維持するための操作をとり得るように設けられなければならない。

Adequate radiation protection shall be provided to permit access and occupancy of the control room under accident conditions without personnel receiving radiation exposures in excess of 5 rem whole body, or its equivalent to any part of the body, for the duration of the accident.
事故条件下で所員が事故期間中、全身被ばく線量 5 レムあるいは身体のいかなる部分に対

してもそれに相当する線量以上の被ばくを受けることなく制御室に接近及び滞在することが出来るように適切な放射線防護がなされなければならない。

Equipment at appropriate locations outside the control room shall be provided
制御室外の適切な場所に次の能力を有する装置が設けられなければならない。

(1) with a design capability for prompt hot shutdown of the reactor, including necessary instrumentation and controls to maintain the unit in a safe condition during hot shutdown, and
(1) 高温停止中に施設を安全な状態に保つために必要な計装及び制御を含め、原子炉の急速な高温停止のための設計上の能力

(2) with a potential capability for subsequent cold shutdown of the reactor through the use of suitable procedures.
(2) 適切な手順を通して、後続する原子炉冷温停止に対処する潜在的能力

Applicants for and holders of construction permits and operating licenses under this part who apply on or after January 10, 1997, applicants for design approvals or certifications under part 52 of this chapter who apply on or after January 10, 1997, applicants for and holders of combined licenses or manufacturing licenses under part 52 of this chapter who do not reference a standard design approval or certification, or holders of operating licenses using an alternative source term under § 50.67, shall meet the requirements of this criterion, except that with regard to control room access and occupancy, adequate radiation protection shall be provided to ensure that radiation exposures shall not exceed 0.05 Sv (5 rem) total effective dose equivalent (TEDE) as defined in § 50.2 for the duration of the accident.
1997 年 1 月 10 日以降に申請を行った、本パート（10CFR50）の下での建設許可及び運転認可の申請者及び保有者、1997 年 1 月 10 日以降に申請を行った、10CFR52 の下での標準設計証明（DC）の申請者、DC を参照していない 10CFR52 の下でのコンバインドライセンス（COL）の申請者及び保有者、又は、10CFR50.67 の下での代替ソースタームを用いている運転認可の保有者は、制御室への接近及び制御室での滞在に関して、事故の期間中、10CFR50.2 で定義される総実効線量当量が 0.05 Sv（5 レム）を超えない適切な放射線防護がなされなければならないとする点を除いて、本指針の要求事項に適合しなければならない。（訳注：最後の文章は、1999 年 12 月 23 日に官報公示、翌年 1 月 24 日に発効）

III. Protection and Reactivity Control Systems

III. 保護系および反応度制御系

Criterion 20—Protection system functions.

指針 20－保護系の機能

The protection system shall be designed

保護系は次のように設計されなければならない。

(1) to initiate automatically the operation of appropriate systems including the reactivity control systems, to assure that specified acceptable fuel design limits are not exceeded as a result of anticipated operational occurrences and

(1) 予想される運転上の事象の結果として設計書に示された燃料許容設計限界を超えないように、反応度制御系を含む適切な系の作動を自動的に開始すること。

(2) to sense accident conditions and to initiate the operation of systems and components important to safety.

(2) 事故状態を検知し、安全上重要な系並びに機器の作動を開始すること。

Criterion 21—Protection system reliability and testability.

指針 21－保護系の信頼性および試験容易性

The protection system shall be designed for high functional reliability and inservice testability commensurate with the safety functions to be performed.

保護系は果すべき安全機能に応じて、機能上信頼度が高く、運転中の試験が可能であるように設計されなければならない。

Redundancy and independence designed into the protection system shall be sufficient to assure that

保護系の設計に盛り込まれている多重性及び独立性は、次のことを十分に保証するものでなくてはならない。

(1) no single failure results in loss of the protection function and

(1) いかなる単一故障も保護機能の喪失の起因とならないこと。

(2) removal from service of any component or channel does not result in loss of the required minimum redundancy unless the acceptable reliability of operation of the protection system can be otherwise demonstrated.

(2) 保護系の許容作動信頼度が他の方法では実証され得ない場合、いかなる機器あるいはチャンネルの使用状態からの取り外しも最小限の所要の多重性の喪失の起因とならないこと。

The protection system shall be designed to permit periodic testing of its functioning when the reactor is in operation, including a capability to test channels independently to determine failures and losses of redundancy that may have occurred.
保護系は、起り得る事故や多重性の喪失を判断するため、各チャンネルを独立的に試験する能力を含め、原子炉の運転中その機能を定期的に試験できるように設計されなければならない。

Criterion 22—Protection system independence.
指針 22－保護系の独立性

The protection system shall be designed to assure that the effects of natural phenomena, and of normal operating, maintenance, testing, and postulated accident conditions on redundant channels do not result in loss of the protection function, or shall be demonstrated to be acceptable on some other defined basis.
保護系は、多重化したチャンネルへの自然現象の影響、及び通常運転、保守、試験並びに想定事故状態の影響が保護機能喪失の起因とならないように設計されなければならず、あるいはまた他の明確な根拠に基づいて許容し得るものであることが実証されなければならない。

Design techniques, such as functional diversity or diversity in component design and principles of operation, shall be used to the extent practical to prevent loss of the protection function.
機能上の多様性、あるいは機器設計及び運転原理の多様性のような設計手法が保護機能の喪失を防ぐために役立つ範囲で利用されなければならない。

Criterion 23—Protection system failure modes.
指針 23－保護系の故障モード

The protection system shall be designed to fail into a safe state or into a state demonstrated to be acceptable on some other defined basis if conditions such as disconnection of the system, loss of energy (e.g., electric power, instrument air), or postulated adverse environments (e.g., extreme heat or cold, fire, pressure, steam, water, and radiation) are experienced.

保護系は、系の遮断、動力源の喪失（例えば電力、計器用空気）、あるいは想定される不利な状況（例えば過熱、過冷、火災、圧力、蒸気、水、及び放射線）というような事態が生じても、安全状態あるいは他の明確な根拠に基づいて許容し得ると実証された状態に落着くように設計されなければならない。

Criterion 24—Separation of protection and control systems.
指針 24－保護系と制御系との分離

The protection system shall be separated from control systems to the extent that failure of any single control system component or channel, or failure or removal from service of any single protection system component or channel which is common to the control and protection systems leaves intact a system satisfying all reliability, redundancy, and independence requirements of the protection system.
保護系は、いかなる単一の制御系機器あるいはチャンネルの故障、あるいは、制御系及び保護系に共通のいかなる単一の保護系機器あるいはチャンネルの故障、またはそれらの使用状態からの取りはずしによっても、保護系に必要とされる信頼性、多重性及び独立性のすべてを満たす状態に保てる程度に、制御系から分離されなければならない。

Interconnection of the protection and control systems shall be limited so as to assure that safety is not significantly impaired.
保護系と制御系の相互関連は、安全性が著しく損なわれない程度に限定されなければならない。

Criterion 25—Protection system requirements for reactivity control malfunctions.
指針 25－反応度制御系の機能不全に対する保護系の要件

The protection system shall be designed to assure that specified acceptable fuel design limits are not exceeded for any single malfunction of the reactivity control systems, such as accidental withdrawal (not ejection or dropout) of control rods.
保護系は、偶発的な制御棒の引抜き（逸出あるいは落下ではない）のような、反応度制御系のいかなる単一の誤動作に対しても、設計書に示された燃料許容設計限界を超えないように設計されなければならない。

Criterion 26—Reactivity control system redundancy and capability.
指針 26－反応度制御系の多重性および能力
Two independent reactivity control systems of different design principles shall be

provided.
異なった設計原理による 2 つの独立した反応度制御系が設けられなくてはならない。

One of the systems shall use control rods, preferably including a positive means for inserting the rods, and shall be capable of reliably controlling reactivity changes to assure that under conditions of normal operation, including anticipated operational occurrences, and with appropriate margin for malfunctions such as stuck rods, specified acceptable fuel design limits are not exceeded.
系の 1 つは、望むらく制御棒挿入のための積極的手段を含め、制御棒を使用することとし、かつ予想される運転上の事象を含む通常の運転状態で、また制御棒固着のような機能不全に対して適切な余裕を持ちながら、設計書に示された燃料許容設計限界を超えないように、反応度変化を確実に制御する能力を有するものとする。

The second reactivity control system shall be capable of reliably controlling the rate of reactivity changes resulting from planned, normal power changes (including xenon burnout) to assure acceptable fuel design limits are not exceeded. One of the systems shall be capable of holding the reactor core subcritical under cold conditions.
第 2 の反応度制御系は、燃料許容設計限界を超えないように、計画された通常の出力変化（Xe 燃焼を含む）に起因する反応度変化率を確実に制御する能力を有するものとする。これらの系のうち 1 つは、低温状態において炉心を未臨界に維持できなくてはならない。

Criterion 27—Combined reactivity control systems capability.
指針 27－組み合わせた反応度制御系の能力

The reactivity control systems shall be designed to have a combined capability, in conjunction with poison addition by the emergency core cooling system, of reliably controlling reactivity changes to assure that under postulated accident conditions and with appropriate margin for stuck rods the capability to cool the core is maintained.
反応度制御系は、想定事故状況下で、かつ制御棒固着に対して適切な余裕をもって、炉心冷却能力が維持できるように、緊急炉心冷却系による毒物添加とともに、反応度変化を確実に制御できる複合能力を有するべく設計されなくてはならない。

Criterion 28—Reactivity limits.
指針 28－反応度の制限

The reactivity control systems shall be designed with appropriate limits on the potential

amount and rate of reactivity increase to assure that the effects of postulated reactivity accidents can neither
反応度制御系は、想定反応度事故の影響により次のような事態が起こり得ないように、反応度の潜在的量及び増加率に関し適切な制限をもって設計されなければならない。

(1) result in damage to the reactor coolant pressure boundary greater than limited local yielding nor
(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリーに限定された局部変形より大きな損傷を与える。

(2) sufficiently disturb the core, its support structures or other reactor pressure vessel internals to impair significantly the capability to cool the core.
(2) 炉心、炉心支持構造物、あるいは他の原子炉圧力容器内部構造物を不安定にし、炉心冷却能力を著しく損なわせる。

These postulated reactivity accidents shall include consideration of rod ejection (unless prevented by positive means), rod dropout, steam line rupture, changes in reactor coolant temperature and pressure, and cold water addition.
これらの想定反応度事故は、制御棒逸出（積極的手段によって防止されない限りにおいて）、制御棒落下、蒸気管破断、原子炉冷却材温度・圧力の変化、及び冷水注入を考慮に入れるものとする。

Criterion 29—Protection against anticipated operational occurrences.
指針 29－懸念される運転上の事象に対する防護

The protection and reactivity control systems shall be designed to assure an extremely high probability of accomplishing their safety functions in the event of anticipated operational occurrences.
保護系及び反応度制御系は、万一予想される運転上の事象が発生した場合、十分に高い保証をもってその安全機能を果すことができるように設計されなくてはならない。

IV. Fluid Systems
IV. 流体系

Criterion 30—Quality of reactor coolant pressure boundary.
指針 30－原子炉冷却材圧力バウンダリーの品質
Components which are part of the reactor coolant pressure boundary shall be designed,

fabricated, erected, and tested to the highest quality standards practical. Means shall be provided for detecting and, to the extent practical, identifying the location of the source of reactor coolant leakage.
原子炉冷却材圧力バウンダリーを構成する機器は、実用レベルの最高品質基準に従い、設計、製造、据付、試験が実施されなくてはならない。原子炉冷却材漏洩を検知し、実行上可能な限りその漏洩源の位置を確認するための手段が設けられなくてはならない。

Criterion 31—Fracture prevention of reactor coolant pressure boundary.
指針 31－原子炉冷却材圧力バウンダリーの破壊防止

The reactor coolant pressure boundary shall be designed with sufficient margin to assure that when stressed under operating, maintenance, testing, and postulated accident conditions
原子炉冷却材圧力バウンダリーは、運転状態、保守状態、試験状態、及び想定事故状況下でのストレスに対し、次のことを保証するよう十分な余裕をもって設計されなければならない。

(1) the boundary behaves in a nonbrittle manner and
(1) バウンダリーが脆性を示さないこと。

(2) the probability of rapidly propagating fracture is minimized.
(2) 急速な伝播型破断の可能性を最小限にすること。

The design shall reflect consideration of service temperatures and other conditions of the boundary material under operating, maintenance, testing, and postulated accident conditions and the uncertainties in determining
設計では、運転状態、保守状態、試験状態、及び想定事故状況下でのバウンダリー材料の使用温度とその他条件、及び次の事項を決定する際の不確実性を考慮に入れなくてはならない。

(1) material properties,
(1) 材料の特性

(2) the effects of irradiation on material properties,
(2) 材料の特性への照射の影響

(3) residual, steady state and transient stresses, and
(3) 残留、定常及び過渡応力

(4) size of flaws.
(4) 傷の大きさ

Criterion 32—Inspection of reactor coolant pressure boundary.
指針 32－原子炉冷却材圧力バウンダリーの検査

Components which are part of the reactor coolant pressure boundary shall be designed to permit
原子炉冷却材圧カバウンダリを構成する機器は、次のことが可能となるように設計されなくてはならない。

(1) periodic inspection and testing of important areas and features to assess their structural and leaktight integrity, and
(1) 構造上及び耐漏洩性の健全性を評価するための重要な部分並びに特性の定期的検査及び試験

(2) an appropriate material surveillance program for the reactor pressure vessel.
(2) 原子炉圧力容器のための適切な材料監視計画

Criterion 33—Reactor coolant makeup.
指針 33－原子炉冷却材の補給

A system to supply reactor coolant makeup for protection against small breaks in the reactor coolant pressure boundary shall be provided.
原子炉冷却材圧力バウンダリーにおける小破断に対する防護のため原子炉冷却材補給系が設けられなくてはならない。

The system safety function shall be to assure that specified acceptable fuel design limits are not exceeded as a result of reactor coolant loss due to leakage from the reactor coolant pressure boundary and rupture of small piping or other small components which are part of the boundary.
系の安全機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリーからの漏洩及びバウンダリーを構成する小配管あるいはその他小機器の破断による冷却材喪失の結果として、設計書に示された燃

料許容設計限界を超えないことを保証するものでなくてはならない。

The system shall be designed to assure that for onsite electric power system operation (assuming offsite power is not available) and for offsite electric power system operation (assuming onsite power is not available) the system safety function can be accomplished using the piping, pumps, and valves used to maintain coolant inventory during normal reactor operation.
この系は、(外部電源が利用できないと仮定しての) 所内電力系統の運用及び (所内電源が利用できないと仮定しての) 外部電力系統の運用により、原子炉の通常運転時において冷却材確保のために使用される配管、ポンプ、及び弁を利用して系の安全機能が果され得るように設計されなければならない。

Criterion 34—Residual heat removal.
指針 34－残留熱の除去

A system to remove residual heat shall be provided.
残留熱を除去する系統が設けられなくてはならない。

The system safety function shall be to transfer fission product decay heat and other residual heat from the reactor core at a rate such that specified acceptable fuel design limits and the design conditions of the reactor coolant pressure boundary are not exceeded.
この系統の安全機能は、設計書に示された燃料許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリーの設計条件を超えないような割合で、炉心から核分裂生成物崩壊熱及び他の残留熱を除去するものでなくてはならない。

Suitable redundancy in components and features, and suitable interconnections, leak detection, and isolation capabilities shall be provided to assure that for onsite electric power system operation (assuming offsite power is not available) and for offsite electric power system operation (assuming onsite power is not available) the system safety function can be accomplished, assuming a single failure.
単一故障を仮定して、(外部電源が利用できないと仮定しての) 所内電力系統の運用、及び (所内電源が利用できないと仮定しての) 外部電力系統の運用により、系統の安全機能が果され得るように、機器及び特性における適切な多重性、かつ適切な相互連絡、漏洩検知、並びに隔離能力が設けられなくてはならない。

Criterion 35—Emergency core cooling.
指針 35－緊急炉心冷却

A system to provide abundant emergency core cooling shall be provided.
十分な緊急炉心冷却を行なう系統が設けられなくてはならない。

The system safety function shall be to transfer heat from the reactor core following any loss of reactor coolant at a rate such that
この系の安全機能は、いかなる冷却材喪失事故後も、次のような割合で原子炉炉心から熱を除去するものでなくてはならない。

(1) fuel and clad damage that could interfere with continued effective core cooling is prevented and
(1) 継続的かつ効果的な炉心冷却を損ない得る燃料及び燃料被覆の損傷が防止されること。

(2) clad metal-water reaction is limited to negligible amounts.
(2) 燃料被覆の金属－水反応が無視できる量にまで制限されること。

Suitable redundancy in components and features, and suitable interconnections, leak detection, isolation, and containment capabilities shall be provided to assure that for onsite electric power system operation (assuming offsite power is not available) and for offsite electric power system operation (assuming onsite power is not available) the system safety function can be accomplished, assuming a single failure.
単一故障を仮定して、（外部電源が利用できないと仮定しての）所内電力系統の運用、及び（所内電源が利用できないと仮定しての）外部電力系統の運用により、系統の安全機能が果され得るように、機器及び特性における適切な多重性、かつ適切な相互連絡、漏洩検知、隔離、並びに格納能力が設けられなくてはならない。

Criterion 36—Inspection of emergency core cooling system.
指針 36－緊急炉心冷却系の検査

The emergency core cooling system shall be designed to permit appropriate periodic inspection of important components, such as spray rings in the reactor pressure vessel, water injection nozzles, and piping, to assure the integrity and capability of the system.
緊急炉心冷却系統は、系統の健全性及び能力を確認するために、圧力容器内のスプレーリング、注水ノズル及び配管のような重要な機器の適切な定期的検査ができるよう設計されな

ければならない。

Criterion 37—Testing of emergency core cooling system.
指針 37－緊急炉心冷却系の試験

The emergency core cooling system shall be designed to permit appropriate periodic pressure and functional testing to assure
緊急炉心冷却系統は、次のことを確認するために、適切な定期的圧力・機能試験ができるように設計されなければならない。
(1) the structural and leaktight integrity of its components,
(1) 機器の構造上及び耐漏洩性の健全性

(2) the operability and performance of the active components of the system, and
(2) 系統の動的機器の運転可能性及び性能

(3) the operability of the system as a whole and, under conditions as close to design as practical, the performance of the full operational sequence that brings the system into operation, including operation of applicable portions of the protection system, the transfer between normal and emergency power sources, and the operation of the associated cooling water system.
(3) 系全体としての運転可能性、並びに保護系の適切な部分の作動、通常及び非常用電源間での切り替え、及び関連冷却水系の作動を含め出来るだけ実際の設計に近い条件下で系を作動させる全出力運転シーケンスの性能

Criterion 38—Containment heat removal.
指針 38－格納容器内の熱除去

A system to remove heat from the reactor containment shall be provided.
原子炉格納容器から熱を除去する系統が設けられなくてはならない。

The system safety function shall be to reduce rapidly, consistent with the functioning of other associated systems, the containment pressure and temperature following any loss-of-coolant accident and maintain them at acceptably low levels.
系統の安全機能は、他の関連系統の機能と相俟って、いかなる冷却材喪失事故後も格納容器の圧力及び温度を急速に下げ、かつそれらを許容できる低レベルに維持するものでなければならない。

Suitable redundancy in components and features, and suitable interconnections, leak detection, isolation, and containment capabilities shall be provided to assure that for onsite electric power system operation (assuming offsite power is not available) and for offsite electric power system operation (assuming onsite power is not available) the system safety function can be accomplished, assuming a single failure.
単一故障を仮定して、(外部電源が利用できないと仮定しての) 所内電力系統の運用、及び(所内電源が利用できないと仮定しての) 外部電力系統の運用により、系統の安全機能が果され得るように、機器及び特性における適切な多重性、かつ適切な相互連絡、漏洩検知、隔離、並びに格納能力が設けられなくてはならない。

Criterion 39—Inspection of containment heat removal system.
指針 39－格納容器熱除去系の検査

The containment heat removal system shall be designed to permit appropriate periodic inspection of important components, such as the torus, sumps, spray nozzles, and piping to assure the integrity and capability of the system.
格納容器熱除去系統は、系統の健全性及び能力を確認するために、トーラス、サンプ、スプレーノズル及び配管のような重要な機器の適切な定期検査ができるよう設計されなければならない。

Criterion 40—Testing of containment heat removal system.
指針 40－格納容器熱除去系の試験

The containment heat removal system shall be designed to permit appropriate periodic pressure and functional testing to assure
格納容器熱除去系は、次のことを確認するために、適切な定期的圧力・機能試験ができるように設計されなければならない。

(1) the structural and leaktight integrity of its components,
(1) 機器の構造上及び耐漏洩性の健全性

(2) the operability and performance of the active components of the system, and
(2) 系の動的機器の運転可能性及び性能

(3) the operability of the system as a whole, and under conditions as close to the design as practical the performance of the full operational sequence that brings the system into

operation, including operation of applicable portions of the protection system, the transfer between normal and emergency power sources, and the operation of the associated cooling water system.
(3) 系全体の運転可能性並びに、保護系の適切な部分の作動、通常及び非常用電源間での切替、及び関連冷却水系の作動を含め出来るだけ実際の設計に近い条件下で系を作動させる全出力運転シーケンスの性能

Criterion 41—Containment atmosphere cleanup.
指針 41－格納容器雰囲気の浄化

Systems to control fission products, hydrogen, oxygen, and other substances which may be released into the reactor containment shall be provided as necessary to reduce, consistent with the functioning of other associated systems, the concentration and quality of fission products released to the environment following postulated accidents, and to control the concentration of hydrogen or oxygen and other substances in the containment atmosphere following postulated accidents to assure that containment integrity is maintained.
他の関連系統の機能と相俟って、想定事故後周辺に放出される核分裂生成物の濃度と強度を減少させ、かつ格納容器の健全性を維持できるように想定事故後格納容器雰囲気中に存在する水素、酸素及び他の物質の濃度を制御するために、原子炉格納容器内に放出されうる核分裂生成物、水素、酸素及び他の物質を制御する系統が必要に応じて設けられなくてはならない。

Each system shall have suitable redundancy in components and features, and suitable interconnections, leak detection, isolation, and containment capabilities to assure that for onsite electric power system operation (assuming offsite power is not available) and for offsite electric power system operation (assuming onsite power is not available) its safety function can be accomplished, assuming a single failure.
各々の系統は、単一故障を仮定して、（外部電源が利用できないと仮定しての）所内電力系統の運用、及び（所内電源が利用できないと仮定しての）外部電力系統の運用により、系統の安全機能が果され得るように、機器及び特性における適切な多重性、かつ適切な相互連絡、漏洩検知、隔離、並びに格納能力を有するものでなくてはならない。

Criterion 42—Inspection of containment atmosphere cleanup systems.
指針 42－格納容器雰囲気浄化系の検査

The containment atmosphere cleanup systems shall be designed to permit appropriate periodic inspection of important components, such as filter frames, ducts, and piping to assure the integrity and capability of the systems.
格納容器雰囲気浄化系は、系の健全性及び能力を確認するため、フィルター枠、ダクト、及び配管のような重要な機器の適切な定期的検査が、できるように設計されなければならない。

Criterion 43—Testing of containment atmosphere cleanup systems.
指針 43－格納容器雰囲気系の試験

The containment atmosphere cleanup systems shall be designed to permit appropriate periodic pressure and functional testing to assure
格納容器雰囲気浄化系は、次のことを確認するために、適切な定期的圧力・機能試験ができるよう設計されなければならない。

(1) the structural and leaktight integrity of its components,
(1) 機器の構造上及び耐漏洩性の健全性

(2) the operability and performance of the active components of the systems such as fans, filters, dampers, pumps, and valves and
(2) ファン、フィルター、ダンパー、ポンプ及び弁のような系の動的機器の運転可能性及び性能

(3) the operability of the systems as a whole and, under conditions as close to design as practical, the performance of the full operational sequence that brings the systems into operation, including operation of applicable portions of the protection system, the transfer between normal and emergency power sources, and the operation of associated systems.
(3) 系全体の運転可能性並びに保護系の適切な部分の作動、通常及び非常用電源間での切り替え、及び関連系の作動を含め出来る限り実際の設計に近い条件下で、系を作動させる全出力運転シーケンスの性能

Criterion 44—Cooling water.
指針 44－冷却水

A system to transfer heat from structures, systems, and components important to safety,

to an ultimate heat sink shall be provided.
安全上重要な構築物、系統及び機器から最終的な熱の逃し場へ熱を移す系が設けられなくてはならない。

The system safety function shall be to transfer the combined heat load of these structures, systems, and components under normal operating and accident conditions.
系の安全機能は、通常運転及び事故時に、かかる構築物、系統及び機器の全熱負荷を移すものでなくてはならない。

Suitable redundancy in components and features, and suitable interconnections, leak detection, and isolation capabilities shall be provided to assure that for onsite electric power system operation (assuming offsite power is not available) and for offsite electric power system operation (assuming onsite power is not available) the system safety function can be accomplished, assuming a single failure.
単一故障を仮定して、（外部電源が利用できないと仮定しての）所内電力系統の運用、及び（所内電源が利用できないと仮定しての）外部電力系統の運用により、系の安全機能が果され得るように、機器及び特性における適切な多重性、かつ適切な相互連絡、漏洩検知並びに隔離能力が設けられなければならない。

Criterion 45—Inspection of cooling water system.
指針 45－冷却水系の検査

The cooling water system shall be designed to permit appropriate periodic inspection of important components, such as heat exchangers and piping, to assure the integrity and capability of the system.
冷却水系は、系の健全性及び能力を確認するため、熱交換器や配管のような重要な機器の適切な定期的検査ができるよう設計されなければならない。

Criterion 46—Testing of cooling water system.
指針 46－冷却水系の試験

The cooling water system shall be designed to permit appropriate periodic pressure and functional testing to assure
冷却水系は、次のことを確認するため、適切な定期圧力・機能試験ができるよう設計されなければならない。

(1) the structural and leaktight integrity of its components,
(1) 機器の構造上及び耐漏洩性の健全性

(2) the operability and the performance of the active components of the system, and
(2) 系の動的機器の運転可能性及び性能

(3) the operability of the system as a whole and, under conditions as close to design as practical, the performance of the full operational sequence that brings the system into operation for reactor shutdown and for loss-of-coolant accidents, including operation of applicable portions of the protection system and the transfer between normal and emergency power sources.
(3) 系全体の運転可能性、並びに保護系の適切な部分の作動、通常及び非常用電源間での切り替えを含め出来る限り実際の設計に近い条件下で、原子炉停止時及び冷却材喪失事故時に系を運転させる全出力運転シーケンスの性能

V. Reactor Containment
V. 原子炉格納容器

Criterion 50—Containment design basis.
指針 50－格納容器の設計基準

The reactor containment structure, including access openings, penetrations, and the containment heat removal system shall be designed so that the containment structure and its internal compartments can accommodate, without exceeding the design leakage rate and with sufficient margin, the calculated pressure and temperature conditions resulting from any loss-of-coolant accident.
出入口、貫通部及び格納容器熱除去系を含む原子炉格納容器構造物は、格納容器構造物とその内部隔壁が、設計漏洩率を超えることなく、かつ十分な余裕をもって、いかなる冷却材喪失事故に起因する算定された圧力及び温度の条件にも対処し得るように設計されなければならない。

This margin shall reflect consideration of
この余裕には次の事項が考慮されなければならない。

(1) the effects of potential energy sources which have not been included in the determination of the peak conditions, such as energy in steam generators and as

required by § 50.44 energy from metal-water and other chemical reactions that may result from degradation but not total failure of emergency core cooling functioning,
(1) 蒸気発生器内のエネルギー、及び§50．44 で定められた、緊急炉心冷却機能の低下－しかし、全体故障ではないーに起因する金属－水反応及びその他の化学反応から生じるエネルギーのように、ピーク状態の決定に含まれていなかった潜在的エネルギー源の影響

(2) the limited experience and experimental data available for defining accident phenomena and containment responses, and
(2) 事故現象及び格納容器の挙動を明確にするのに利用できる経験及び実験データの制限

(3) the conservatism of the calculational model and input parameters.
(3) 計算モデル及び入力パラメータの保守性

Criterion 51—Fracture prevention of containment pressure boundary.
指針 51－格納容器圧力バウンダリーの破壊防止

The reactor containment boundary shall be designed with sufficient margin to assure that under operating, maintenance, testing, and postulated accident conditions
原子炉格納容器バウンダリは運転状態、保守状態、試験状態及び想定事故状況下で次の事項を保証するために、十分な余裕をもって設計されなければならない。

(1) its ferritic materials behave in a nonbrittle manner and
(1) フェライト系材料が脆性を示さないこと。

(2) the probability of rapidly propagating fracture is minimized.
(2) 急速な伝播型破壊の可能性を最小限にすること。

The design shall reflect consideration of service temperatures and other conditions of the containment boundary material during operation, maintenance, testing, and postulated accident conditions, and the uncertainties in determining
設計には、運転状態、保守状態、試験状態及び想定事故状況における格納容器バウンダリ材料の使用温度とその他の条件、及び次のことを決定する際の不確実性を考慮に入れなければならない。

(1) material properties,
(1) 材料の特性

(2) residual, steady state, and transient stresses, and
(2) 残留、定常、及び過渡応力

(3) size of flaws.
(3) 傷の大きさ

Criterion 52—Capability for containment leakage rate testing.
指針 52－格納容器漏洩率試験のための性能

The reactor containment and other equipment which may be subjected to containment test conditions shall be designed so that periodic integrated leakage rate testing can be conducted at containment design pressure.
原子炉格納容器及び格納容器の試験条件に従わなくてはならない他の装置は、定期的な全体の漏洩率試験が格納容器設計圧力で実施され得るように設計されなければならない。

Criterion 53—Provisions for containment testing and inspection.
指針 53－格納容器の試験および検査に対する備え

The reactor containment shall be designed to permit
原子炉格納容器は、次の事項が可能となるように設計されなければならない。
(1) appropriate periodic inspection of all important areas, such as penetrations,
(1) 貫通部のようなすべての重要な部分の適切な定期的検査

(2) an appropriate surveillance program, and
(2) 適切な監視計画

(3) periodic testing at containment design pressure of the leaktightness of penetrations which have resilient seals and expansion bellows.
(3) 弾力性のあるシールや伸縮ベローを持つ貫通部の耐漏洩性に関する格納容器設計圧力での定期的試験

Criterion 54—Piping systems penetrating containment.
試験 54－格納容器を貫通する配管系

Piping systems penetrating primary reactor containment shall be provided with leak detection, isolation, and containment capabilities having redundancy, reliability, and

performance capabilities which reflect the importance to safety of isolating these piping systems.
原子炉 1 次格納容器を貫通する配管系は、漏洩検知、隔離能力とともに、多重性、信頼性並びにかかる配管系を隔離するという安全上の重要性を反映する動作能力を有する格納能力を備えるものでなくてはならない。

Such piping systems shall be designed with a capability to test periodically the operability of the isolation valves and associated apparatus and to determine if valve leakage is within acceptable limits.
このような配管系は、隔離弁とその関連装置を定期的に試験し、かつ弁の漏洩が許容限界内にあるかどうかを判断する能力を備えて設計されなければならない。

Criterion 55—Reactor coolant pressure boundary penetrating containment.
指針 55－格納容器を貫通する原子炉冷却材圧力バウンダリー

Each line that is part of the reactor coolant pressure boundary and that penetrates primary reactor containment shall be provided with containment isolation valves as follows, unless it can be demonstrated that the containment isolation provisions for a specific class of lines, such as instrument lines, are acceptable on some other defined basis:
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し、かつ原子炉 1 次格納容器を貫通している各ラインは、計測ラインのような特定のクラスのラインの格納容器隔離設備が他の明確な根拠に基づき許容できるということが証明されない限り、次のように格納容器隔離弁が備えられなくてはならない。

(1) One locked closed isolation valve inside and one locked closed isolation valve outside containment; or
(1) 格納容器の内側にロックされた閉鎖隔離弁 1 つ、及び外側にロックされた閉鎖隔離弁 1 つ。

(2) One automatic isolation valve inside and one locked closed isolation valve outside containment; or
(2) 格納容器の内側に自動隔離弁 1 つ、及び外側にロックされた閉鎖隔離弁 1 つ。

(3) One locked closed isolation valve inside and one automatic isolation valve outside containment. A simple check valve may not be used as the automatic isolation valve

outside containment; or
(3) 格納容器の内側にロックされた閉鎖隔離弁 1 つ、及び外側に自動隔離弁 1 つ。簡単な逆止弁は、格納容器外側の自動隔離弁として使用してはならない。

(4) One automatic isolation valve inside and one automatic isolation valve outside containment. A simple check valve may not be used as the automatic isolation valve outside containment.
(4) 格納容器の内側に自動隔離弁 1 つ、及び外側に自動隔離弁 1 つ。簡単な逆止弁は、格納容器外側の自動隔離弁として使用してはならない。

Isolation valves outside containment shall be located as close to containment as practical and upon loss of actuating power, automatic isolation valves shall be designed to take the position that provides greater safety.
格納容器外側の隔離弁は、実行上可能な限り格納容器に接近して設置されなければならない。また起動動力源喪失の場合、自動隔離弁は、より高度の安全性を与える状態になるよう設計されなければならない。

Other appropriate requirements to minimize the probability or consequences of an accidental rupture of these lines or of lines connected to them shall be provided as necessary to assure adequate safety.
かかるラインあるいはそれらに連結したラインの偶発的破断の可能性あるいは影響を最小限にするための他の適切な要件が、十分な安全性を保証するため必要に応じて規定されなければならない。

Determination of the appropriateness of these requirements, such as higher quality in design, fabrication, and testing, additional provisions for inservice inspection, protection against more severe natural phenomena, and additional isolation valves and containment, shall include consideration of the population density, use characteristics, and physical characteristics of the site environs.
設計、製造、及び試験の質の向上、供用中の検査、より苛酷な自然現象に対する防護に関する規定の追加、及び隔離弁と格納容器の増設というようなかかる要件の妥当性を決定する際には、サイト周辺の人口密度、利用特性、及び物理的特性を考慮に入れなければならない。

Criterion 56—Primary containment isolation.
指針 56－1 次格納容器の隔離

Each line that connects directly to the containment atmosphere and penetrates primary reactor containment shall be provided with containment isolation valves as follows, unless it can be demonstrated that the containment isolation provisions for a specific class of lines, such as instrument lines, are acceptable on some other defined basis:
格納容器雰囲気に直接に連結し、1 次格納容器を貫通している各ラインは、計測ラインのような特定のクラスのラインの格納容器隔離設備が他の明確な根拠に基づき許容できるということが証明されない限り、次のように格納容器隔離弁が備えられなくてはならない。

(1) One locked closed isolation valve inside and one locked closed isolation valve outside containment; or
(1) 格納容器の内側にロックされた閉鎖隔離弁 1 つ、及び外側にロックされた閉鎖隔離弁 1 つ。

(2) One automatic isolation valve inside and one locked closed isolation valve outside containment; or
(2) 格納容器の内側に自動隔離弁 1 つ、及び外側にロックされた閉鎖隔離弁 1 つ。

(3) One locked closed isolation valve inside and one automatic isolation valve outside containment. A simple check valve may not be used as the automatic isolation valve outside containment; or
(3) 格納容器の内側にロックされた閉鎖隔離弁 1 つ、及び外側に自動隔離弁 1 つ。簡単な逆上弁は格納容器の外側の自動隔離弁として使用してはならない。

(4) One automatic isolation valve inside and one automatic isolation valve outside containment. A simple check valve may not be used as the automatic isolation valve outside containment.
(4) 格納容器の内側に自動隔離弁 1 つ、及び外側に自動隔離弁 1 つ。簡単な逆止弁は、格納容器外側の自動隔離弁として使用してはならない。

Isolation valves outside containment shall be located as close to the containment as practical and upon loss of actuating power, automatic isolation valves shall be designed to take the position that provides greater safety.
格納容器外側の隔離弁は、実行上可能な限り格納容器に接近して設置されなければならない。また起動動力源喪失の場合、自動隔離弁は、より高度の安全性を与える状態になるよう設計されなければならない。

Criterion 57—Closed system isolation valves.
指針 57－閉鎖系の隔離弁

Each line that penetrates primary reactor containment and is neither part of the reactor coolant pressure boundary nor connected directly to the containment atmosphere shall have at least one containment isolation valve which shall be either automatic, or locked closed, or capable of remote manual operation.
1 次格納容器を貫通しているが、原子炉冷却材圧力バウンダリーを構成するものではなく、かつ格納容器雰囲気に直接に連結するものでもない各々のラインは、自動、あるいは施錠された閉鎖の、あるいは遠隔手動操作可能の、少なくとも 1 つの隔離弁を備えなくてはならない。

This valve shall be outside containment and located as close to the containment as practical. A simple check valve may not be used as the automatic isolation valve.
この弁は、格納容器の外側にあって実行上可能な限り格納容器に接近して設置されなければならない。簡単な逆止弁は、自動隔離弁として使用してはならない。

VI. Fuel and Radioactivity Control
VI. 燃料および放射線管理

Criterion 60—Control of releases of radioactive materials to the environment.
指針 60－環境への放射性物質の放出に関する管理

The nuclear power unit design shall include means to control suitably the release of radioactive materials in gaseous and liquid effluents and to handle radioactive solid wastes produced during normal reactor operation, including anticipated operational occurrences.
原子力発電施設の設計には、予想される運転上の事象を含め原子炉の通常運転時に生じる気体状、液体状の放出物中の放射性物質の放出を適切に管理し、かつ放射性固形廃棄物を処理する手段が含まれなければならない。

Sufficient holdup capacity shall be provided for retention of gaseous and liquid effluents containing radioactive materials, particularly where unfavorable site environmental conditions can be expected to impose unusual operational limitations upon the release of such effluents to the environment.
特に、好ましくない敷地環境条件によって周囲へのこのような放出物の放出に対し異常な

運転上の制限が課せられると予想される場合には、放射性物質を含む気体状及び液体状の放出物を貯留するための十分な貯蔵設備が設けられなくてはならない。

Criterion 61—Fuel storage and handling and radioactivity control.
指針 61－燃料の貯蔵と取扱いおよび放射線の管理

The fuel storage and handling, radioactive waste, and other systems which may contain radioactivity shall be designed to assure adequate safety under normal and postulated accident conditions.
燃料貯蔵と取扱い、放射性廃棄物、及び放射能を含むその他系統は、通常及び想定事故状況下で適切な安全性を保証できるよう設計されなければならない。

These systems shall be designed
かかる系は、次のように設計されなければならない。

(1) with a capability to permit appropriate periodic inspection and testing of components important to safety,
(1) 安全上重要な機器の適切な定期的検査及び試験を可能とする能力を有すること。

(2) with suitable shielding for radiation protection,
(2) 放射線防護のための適切な遮蔽を有すること。

(3) with appropriate containment, confinement, and filtering systems,
(3) 適切な格納、抑制、及びフィルター系統を有すること。

(4) with a residual heat removal capability having reliability and testability that reflects the importance to safety of decay heat and other residual heat removal, and
(4) 崩壊熱及び他の残留熱除去という安全上の重要度を反映する信頼性及び試験可能性をもった残留熱除去能力を有すること。

(5) to prevent significant reduction in fuel storage coolant inventory under accident conditions.
(5) 事故状況下で燃料貯蔵系冷却材保有量の著しい減少を防ぐこと。

Criterion 62—Prevention of criticality in fuel storage and handling.
指針 62－燃料の貯蔵および取扱いにおける臨界の防止

Criticality in the fuel storage and handling system shall be prevented by physical systems or processes, preferably by use of geometrically safe configurations.
燃料の貯蔵及び取扱い系における臨界は、出来れば幾何学的安全配置による物理的系あるいはプロセスによって防止されなければならない。

Criterion 63—Monitoring fuel and waste storage.
指針 63－燃料および廃棄物貯蔵のモニタリング

Appropriate systems shall be provided in fuel storage and radioactive waste systems and associated handling areas
燃料貯蔵及び放射性廃棄物系、並びに関連の取扱い区域では、次の目的のために適切な系が設けられなければならない。
(1) to detect conditions that may result in loss of residual heat removal capability and excessive radiation levels and
(1) 残留熱除去能力の喪失及び過剰放射線レベルの起因となる状況の検知

(2) to initiate appropriate safety actions.
(2) 適切な安全動作の開始

Criterion 64—Monitoring radioactivity releases.
指針 64－放射線放出のモニタリング

Means shall be provided for monitoring the reactor containment atmosphere, spaces containing components for recirculation of loss-of-coolant accident fluids, effluent discharge paths, and the plant environs for radioactivity that may be released from normal operations, including anticipated operational occurrences, and from postulated accidents.
懸念される運転上の事象を含む通常運転時及び想定事故時に放出される恐れのある放射能に関し、原子炉格納容器雰囲気、冷却材喪失事故時の冷却水再循環用機器を格納する空間、放出物通路、及び発電所周辺のモニタリングを行なうための手段が設けられなければならない。

補足資料②　10CFR Part 50.48 Fire protection の和訳

§ 50.48 Fire protection.

(a)(1) Each holder of an operating license issued under this part or a combined license issued under part 52 of this chapter must have a fire protection plan that satisfies Criterion 3 of appendix A to this part. This fire protection plan must:

（a）（1）10CFR part50 の下に発布される運転認可、または 10CFR part52 の下に発布される関連した認可の保持者は、10CFR50 附則 A の指針 3 を満たす火災防護計画を実施しなければならない。この火災防護計画は以下の項目が要求されている。

(ⅰ) Describe the overall fire protection program for the facility;

（ⅰ）その施設に関する全般的な火災防護プログラムを説明すること。

(ⅱ) Identify the various positions within the licensee's organization that are responsible for the program;

（ⅱ）そのプログラムに対して責任を負う組織内の様々な役職を確認すること。

(ⅲ) State the authorities that are delegated to each of these positions to implement those responsibilities; and

（ⅲ）それらの責任を履行するために各役職へ委任される権限を明示すること。

(ⅳ) Outline the plans for fire protection, fire detection and suppression capability, and limitation of fire damage.

（ⅳ）火災防護、火災感知及び消火能力並びに火災被害の制限に関する計画を略述すること。

(2) The plan must also describe specific features necessary to implement the program described in paragraph (a)(1) of this section such as—

（2）またこの計画は(a)(1)で述べたプログラムを実行するために不可欠な要点を記述しなければならない。その要点として以下のような項目が挙げられる。

(ⅰ) Administrative controls and personnel requirements for fire prevention and manual fire suppression activities;

（ⅰ）火災予防及び手動対応による消火活動に必要な人員及び管理体制

(ⅱ) Automatic and manually operated fire detection and suppression systems; and

（ⅱ）自動及び手動による火災感知と消火システム

(iii) The means to limit fire damage to structures, systems, or components important to safety so that the capability to shut down the plant safely is ensured.
（iii）プラントの安全停止能力が保証されるために重要な機器、系統、構造物に対する火災影響を制限するための手段。

(3) The licensee shall retain the fire protection plan and each change to the plan as a record until the Commission terminates the reactor license. The licensee shall retain each superseded revision of the procedures for 3 years from the date it was superseded.
（3）許諾された事業者は、火災防護計画と、その計画の各変更事項を、NRC が原子炉の運転許可の終了を承認するまで記録し、保持しなければならない。また、許諾された事業者は各手順の改訂の変更を、変更された後 3 年間は保持しなければならない。

(4) Each applicant for a design approval, design certification, or manufacturing license under part 52 of this chapter must have a description and analysis of the fire protection design features for the standard plant necessary to demonstrate compliance with Criterion 3 of appendix A to this part.
（4）本章の Part52 のもと、設計承認、設計認証、または製造における許諾の各申請者は、10CFR50 附則 A の指針 3 における標準的なプラントの即応を実証するために必要な火災防護設計の機能の、説明と分析を行わなければならない。

(b) Appendix R to this part establishes fire protection features required to satisfy Criterion 3 of appendix A to this part with respect to certain generic issues for nuclear power plants licensed to operate before January 1, 1979.
（b）10CFR50 附則 R は、1979 年 1 月 1 日以前に運転許可を取得した原子力発電所のために、一般的問題に関して 10CFR50 附則 A の指針 3 を満たすために必要な火災防護対策を定めている。

(1) Except for the requirements of Sections III.G, III.J, and III.O, the provisions of Appendix R to this part do not apply to nuclear power plants licensed to operate before January 1, 1979, to the extent that—
（1）1979 年 1 月 1 日以前に運転認可を取得した原子力発電所には、以下の火災防護対策の範囲では附則 R のⅢ.G、Ⅲ.J、Ⅲ.O 以外の要件は適用しない。

(i) Fire protection features proposed or implemented by the licensee have been accepted by the NRC staff as satisfying the provisions of Appendix A to Branch Technical Position (BTP) APCSB 9.5-1 reflected in NRC fire protection safety evaluation reports issued

before the effective date of February 19, 1981; or
（ｉ）1981 年 2 月 19 日の施行日（10CFR 附則 R）以前に発行された NRC の火災防護安全評価報告書が反映されている BTP APCSB 9.5-1 の附則 A の規定を満たすと NRC 職員によって認められている運転許諾者により提案され、実施された火災防護対策。

(ii) Fire protection features were accepted by the NRC staff in comprehensive fire protection safety evaluation reports issued before Appendix A to Branch Technical Position (BTP) APCSB 9.5-1 was published in August 1976.
（ii）1976 年 8 月に公表された BTP APCSB 9.5-1 の附則 A の以前に発行された包括的な火災防護安全評価報告書で NRC 職員によって認められた火災防護対策。

(2) With respect to all other fire protection features covered by Appendix R, all nuclear power plants licensed to operate before January 1, 1979, must satisfy the applicable requirements of Appendix R to this part, including specifically the requirements of Sections III.G, III.J, and III.O.
（2）1979 年 1 月 1 日以前に運転許可を取得した原子力発電所は、Ⅲ.G、Ⅲ.J、Ⅲ.O の要件を含む附則 R のすべての火災防護対策に関して、適用可能な範囲で附則 R の適用要件を満たさなければならない。

(c) National Fire Protection Association Standard NFPA 805.
（c）全米防火協会規格 NFPA805

(1) Approval of incorporation by reference.
（1）参照による文書併合の容認。

National Fire Protection Association (NFPA) Standard 805, "Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants, 2001 Edition" (NFPA 805), which is referenced in this section, was approved for incorporation by reference by the Director of the Federal Register pursuant to 5 U.S.C. 552(a) and 1 CFR part 51.
NFPA 規格 805「2001 年版、標準軽水炉発電プラントの火災防護の性能指向型基準」（NFPA805）は、この章で参照されている。またこれは、連邦官報のディレクターによる 5U.S.C.552(a)と 1FCR part51 の参照に従い、合併することを承認された。

Copies of NFPA 805 may be purchased from the NFPA Customer Service Department, 1 Batterymarch Park, P.O. Box 9101, Quincy, MA 02269-9101 and in PDF format through

the NFPA Online Catalog (http://www.nfpa.org) or by calling 1-800-344-3555 or (617) 770-3000.
NFPA805 のコピーは、NFPA のカスタマーサービス部門（1 Batterymarch Park, P.O. Box 9101, Quincy, MA 02269-9101）、NFPA オンラインカタログを通して PDF 形式で（http://www.nfpa.org）、1-800-344-3555 または（617）770-3000 を呼び出すことによって入手できる。

Copies are also available for inspection at the NRC Library, Two White Flint North, 11545 Rockville Pike, Rockville, Maryland 20852-2738, and at the NRC Public Document Room, Building One White Flint North, Room O1-F15, 11555 Rockville Pike, Rockville, Maryland 20852-2738.
NFPA805 のコピーは、NRC 図書館（Two White Flint North, 11545 Rockville Pike, Rockville, Maryland 20852-2738）と NRC 広報資料室（Building One White Flint North, Room O1-F15, 11555 Rockville Pike, Rockville, Maryland 20852-2738）でも閲覧可能である。

Copies are also available at the National Archives and Records Administration (NARA).
また、コピーは国立公文書記録管理局（NARA）にて閲覧可能である。

For information on the availability of this material at NARA, call (202) 741-6030, or go to:http://www.archives.gov/federal_register/code_of_federal_regulations/ibr_locations.html.
NARA の本資料については 202-741-6030 に電話するか、HP まで。

(2) Exceptions, modifications, and supplementation of NFPA 805. As used in this section, references to NFPA 805 are to the 2001 Edition, with the following exceptions, modifications, and supplementation:
（2）NFPA 805 からの例外、変更、及び追加事項。本節では 2001 年度版 NFPA 805 に示される内容からの例外、変更、及び追加事項について説明する。

※NFPA805 の第一章における Goals の補足（NFPA805 から該当箇所を引用）
・Nuclear Safety Goal.
The nuclear safety goal shall be to provide reasonable assurance that a fire during any operational mode and plant configuration will not prevent the plant from achieving and maintaining the fuel in a safe and stable condition.
・原子力安全の目標
原子力安全の目標は、如何なる運転モード及びプラント配置における火災時においても、燃

料の安全かつ安定した状態の達成および維持を妨げない、という合理的な保証を提供するものでなければならない。

・Radioactive Release Goal.
The radioactive release goal shall be to provide reasonable assurance that a fire will not result in a radiological release that adversely affects the public, plant personnel, or the environment.
・放射能放出時の目標
放射能放出時の目標は、火災時に国民、施設職員、もしくは環境に悪影響を与える放射能放出を生じない、という合理的な保証を提供するものでなければならない。

・Life Safety Goal.
The life safety goal shall be to provide reasonable assurance that loss of life in the event of fire will be prevented for facility occupants.
・人命保護の目標
人命保護の目標は、火災が発生した場合の人命損失が施設所有者のために阻止される、という合理的な保証を提供するものでなければならない。

・Plant Damage/Business Interruption Goal.
The plant damage/business interruption goal shall be to provide reasonable assurance that the risks of fire are acceptable with regard to potential economic consequences.
・施設の損傷／事業中断での目標
施設の損傷/事業中断での目標は、潜在的な経済的影響に関して許容可能であるような火災の危険性への合理的な保証を提供するものでなければならない。

(i) Life Safety Goal, Objectives, and Criteria. The Life Safety Goal, Objectives, and Criteria of Chapter 1 are not endorsed.
（ｉ）人命保護の目標、目的、及び基準。NFPA805 の第一章における人命保護の目標、目的、及び基準は保証しない。

(ii) Plant Damage/Business Interruption Goal, Objectives, and Criteria. The Plant Damage/Business Interruption Goal, Objectives, and Criteria of Chapter 1 are not endorsed.
（ⅱ）施設の損傷/事業中断での目標、目的、及び基準。NFPA805 の第一章における施設の損傷/事業中断での目標、目的、及び基準は保証しない。

(iii) Use of feed-and-bleed. In demonstrating compliance with the performance criteria of Sections 1.5.1(b) and (c), a high-pressure charging/injection pump coupled with the pressurizer power-operated relief valves (PORVs) as the sole fire-protected safe shutdown path for maintaining reactor coolant inventory, pressure control, and decay heat removal capability (i.e., feed-and-bleed) for pressurized-water reactors (PWRs) is not permitted.

（iii）フィード･アンド･ブリードの使用。1.5.1 項(b)及び(c)の性能基準への適合を示すにおいて、加圧器電動式リリーフバルブ(PORVs)と一体となった高圧充填/噴射ポンプは、加圧水型原子炉（PWR）のための原子炉冷却材の在庫、圧力制御、および崩壊熱除去能力（すなわち、フィード･アンド･ブリード）を維持するための火災保護安全停止手法として許可されていない。

(iv) Uncertainty analysis. An uncertainty analysis performed in accordance with Section 2.7.3.5 is not required to support deterministic approach calculations.

（iv）不確実性解析。2.7.3.5 項に従う不確実性解析は、決定論的アプローチの計算の裏付けには要求されない。

(v) Existing cables. In lieu of installing cables meeting flame propagation tests as required by Section 3.3.5.3, a flame-retardant coating may be applied to the electric cables, or an automatic fixed fire suppression system may be installed to provide an equivalent level of protection. In addition, the italicized exception to Section 3.3.5.3 is not endorsed.

（v）既設ケーブル。電気ケーブルについて、項 3.3.5.3 で要求される火炎伝播試験を満たすケーブルを設置する代わりに、難燃性コーティングを施したケーブルを適用することができる。あるいは、同等の保護レベルを満たすために自動固定消火システムを設置してもよい。また、3.3.5.3 項においてイタリック体で書かれた例外は承認されていない。

(vi) Water supply and distribution. The italicized exception to Section 3.6.4 is not endorsed. Licensees who wish to use the exception to Section 3.6.4 must submit a request for a license amendment in accordance with paragraph (c)(2)(vii) of this section.

（vi）水の供給と配分。3.6.4 項における水の供給と配分について、イタリック体で書かれた例外は承認されていない。3.6.4 項における水の供給と配分の例外を受けようとする認可取得者は、(c)(2)(vii)に従い、許諾修正のための要求書を提出しなければならない。

(vii) Performance-based methods. Notwithstanding the prohibition in Section 3.1 against the use of performance-based methods, the fire protection program elements and

minimum design requirements of Chapter 3 may be subject to the performance-based methods permitted elsewhere in the standard. Licensees who wish to use performance-based methods for these fire protection program elements and minimum design requirements shall submit a request in the form of an application for license amendment under § 50.90. The Director of the Office of Nuclear Reactor Regulation, or a designee of the Director, may approve the application if the Director or designee determines that the performance-based approach;
（vii）パフォーマンスベースド法。パフォーマンスベースド法の使用に対し、3.1 項での禁止にかかわらず、第 3 章の火災防護計画の要素と最低限の設計要件は、この基準の他の場所で許可されたパフォーマンスベースド法による対処を受けることができる。火災防護計画の要素と最低限の設計要件のためにパフォーマンスベースド法を用いようとする認可取得者は、§ 50.90 に基づき許諾修正案のための申請書を提出しなければならない。以下のパフォーマンスベースの条件を満たす場合は、原子炉規制事務所の責任者、または責任者が指名した者が申請書を認可してよい。

(A) Satisfies the performance goals, performance objectives, and performance criteria specified in NFPA 805 related to nuclear safety and radiological release;
（A）原子力安全と放射線の放出に関連する NFPA805 に明記されたパフォーマンス目標、性能目的、及び性能基準を満たしていること、

(B) Maintains safety margins; and
（B）安全裕度を維持すること、及び

(C) Maintains fire protection defense-in-depth (fire prevention, fire detection, fire suppression, mitigation, and post-fire safe shutdown capability).
（C）火災防護における多層防護（防火、火災検知、火災の抑制、緩和、火災発生後の安全停止機能）を維持すること。

(3) Compliance with NFPA 805.
（3）NFPA805 への準拠

(i) A licensee may maintain a fire protection program that complies with NFPA 805 as an alternative to complying with paragraph (b) of this section for plants licensed to operate before January 1, 1979, or the fire protection license conditions for plants licensed to operate after January 1, 1979.
（ｉ）認可取得者は、1979 年 1 月 1 日以前に運転を許諾された施設では、当項のパラグラ

フ（b）に準拠する火災防護計画の代わりとしてNFPA805に準拠してもよい、また1979年1月1日以後に運転を許諾された施設では、火災防護の許諾条件としてNFPA805に準拠してもよい。

The licensee shall submit a request to comply with NFPA 805 in the form of an application for license amendment under § 50.90.
§50.90に基づき、認可取得者はNFPA805に準拠するための許諾修正のため申請書を提出しなければならない。

The application must identify any orders and license conditions that must be revised or superseded, and contain any necessary revisions to the plant's technical specifications and the bases thereof.
申請書は、指示及び許諾条件の修正またはこれに変わるものを明記し、施設の技術仕様及びその基盤への必要な修正案を含んでいなければならない。

The Director of the Office of Nuclear Reactor Regulation, or a designee of the Director, may approve the application if the Director or designee determines that the licensee has identified orders, license conditions, and the technical specifications that must be revised or superseded, and that any necessary revisions are adequate.
原子炉規制事務所の責任者、または責任者が指名した者が、指示、許諾条件、および修正されるべき、またはこれに変わるべき技術仕様、必要な修正案を適切に明記した許諾を受けた事業者を決定した場合、責任者、または責任者が指名した者が申請書を認可してもよい。

Any approval by the Director or the designee must be in the form of a license amendment approving the use of NFPA 805 together with any necessary revisions to the technical specifications.
責任者、または責任者が指名した者による認可は、NFPA805の使用と共に技術仕様に対する必要な修正案を認可された許諾修正案の形式でなければならない。

(ii) The licensee shall complete its implementation of the methodology in Chapter 2 of NFPA 805 (including all required evaluations and analyses) and, upon completion, modify the fire protection plan required by paragraph (a) of this section to reflect the licensee's decision to comply with NFPA 805, before changing its fire protection program or nuclear power plant as permitted by NFPA 805.
（ⅱ）認可取得者は、火災防護プログラムや原子力発電所をNFPA805に適合するよう変更する前に、NFPA805の第2章の方法論の実行（すべての必要な評価を含めた分析）を完了

し、その上に NFPA805 を遵守するための、認可取得者の決定を反映するように、本セクションの（a）項で要求される火災防護計画を変更しなければならない。

(4) Risk-informed or performance-based alternatives to compliance with NFPA 805. A licensee may submit a request to use risk-informed or performance-based alternatives to compliance with NFPA 805. The request must be in the form of an application for license amendment under § 50.90 of this chapter. The Director of the Office of Nuclear Reactor Regulation, or designee of the Director, may approve the application if the Director or designee determines that the proposed alternatives:
（4）NFPA805 に適合するためのリスクインフォームドまたはパフォーマンスベースドの代替案。認可取得者は NFPA805 に準拠するために、リスクインフォームドやパフォーマンスベースドの代替案を提案することができる。そしてそれはこの 50.90 章に基づく資格の改正のためのアプリケーションの形式でなければならない。責任者または事業者がその提案の代替案を決定した場合、原子炉などの規制あるいは責任者が指名した事務局長は、アプリケーションを承認することができる。

(ⅰ) Satisfy the performance goals, performance objectives, and performance criteria specified in NFPA 805 related to nuclear safety and radiological release;
（ⅰ）原子力安全と放射線の放出に関連して、NFPA805 に指定されたパフォーマンス目標、性能目的、および性能基準を満たしていること、

(ii) Maintain safety margins; and
（ⅱ）安全裕度を維持すること、及び

(ⅲ) Maintain fire protection defense-in-depth (fire prevention, fire detection, fire suppression, mitigation, and post-fire safe shutdown capability).
（ⅲ）火災防護の多層防護（火災予防、火災検知、火災の抑制、緩和、および火災発生後の安全停止機能）を維持すること。

(d) [Reserved]. 保留中

(e) [Reserved]. 保留中

(f) Licensees that have submitted the certifications required under § 50.82(a)(1) shall maintain a fire protection program to address the potential for fires that could cause the release or spread of radioactive materials (i.e., that could result in a radiological hazard).

A fire protection program that complies with NFPA 805 shall be deemed to be acceptable for complying with the requirements of this paragraph.
（f）50.82 章（a）(1)で必要とされる認定を提出した認可取得者は、放射性物質（放射線ハザードを引き起こし得るものなど）の放出、または拡散を引き起こし得る火災へ対処するための火災防護プログラムを維持しなければならない。NFPA805 に準拠した火災防護プログラムは、本項の要求事項を満たすことを許容できるとみなす。

(1) The objectives of the fire protection program are to—
（1）火災防護プログラムの目的は以下の通りである、

(ⅰ) Reasonably prevent these fires from occurring;
（ⅰ）これらの火災の発生を合理的に防ぐ、

(ⅱ) Rapidly detect, control, and extinguish those fires that do occur and that could result in a radiological hazard; and
（ⅱ）放射線ハザードの原因となる火災、および火災の発生を直ちに検出し、制御し、消火する、

(ⅲ) Ensure that the risk of fire-induced radiological hazards to the public, environment and plant personnel is minimized.
（ⅲ）火災により引き起こされる放射線ハザードが有する、公衆、環境および発電所の人員へ対する危険性が最小限に抑えられているか、確認する。

(2) The licensee shall assess the fire protection program on a regular basis. The licensee shall revise the plan as appropriate throughout the various stages of facility decommissioning.
（2）事業者は定期的に防火プログラムを査定しなければならない。認可取得者は施設の廃止措置の各段階を通じて、必要に応じて計画を変更しなければならない。

(3) The licensee may make changes to the fire protection program without NRC approval if these changes do not reduce the effectiveness of fire protection for facilities, systems, and equipment that could result in a radiological hazard, taking into account the decommissioning plant conditions and activities.
（3）廃炉プラントの状況や活動を考慮し、放射線ハザードの原因となる施設、システム、および装置に対する火災防護の有効性を低下させないように、認可取得者は NRC の承認なしに火災防護プログラムを変更することができる。

補足資料③　10CFR Part 50 Appendix R の和訳

Appendix R to Part 50—Fire Protection Program for Nuclear Power Facilities Operating Prior to January 1, 1979

I. Introduction and Scope
Ⅰ.イントロダクション及びスコープ

This appendix applies to licensed nuclear power electric generating stations that were operating prior to January 1, 1979, except to the extent set forth in § 50.48(b) of this part. With respect to certain generic issues for such facilities it sets forth fire protection features required to satisfy Criterion 3 of Appendix A to this part.
本附則は、10CFR50.48（ｂ）で示される項目を除いて、1979 年 1 月 1 日以前に運転を開始した原子力発電所に対して適用される。その種の施設に対する、ある種の一般的問題に関して、附則 A の Criterion 3 を満足するために要求される火災防護対策を示す。

Criterion 3 of Appendix A to this part specifies that "Structures, systems, and components important to safety shall be designed and located to minimize, consistent with other safety requirements, the probability and effect of fires and explosions."
附則 A の Criterion 3 は「安全上重要な SSC（構造物、システム、要素）は火災と爆発の可能性と影響を、他の安全要求と同様に、最小にするようにデザインされ、配置されねばならない」としている。

When considering the effects of fire, those systems associated with achieving and maintaining safe shutdown conditions assume major importance to safety because damage to them can lead to core damage resulting from loss of coolant through boiloff.
火災の影響を考えると、安全な緊急停止を達成し、保持しようとするこれらのシステムは、当然、とても重要である。なぜならこれらのシステムへのダメージは、冷却水の喪失から boiloff に至り、炉心のダメージになり得るから。

The phrases "important to safety," or "safety-related," will be used throughout this Appendix R as applying to all safety functions. The phrase "safe shutdown" will be used throughout this appendix as applying to both hot and cold shutdown functions.
"important to safety," 、"safety-related,"という語は、この附則 R 全体で、すべての安全機能に適用するものとして使われる。"safe shutdown"という語は、この附則の全体で、高温、低温停止機能の両方に適用される。

Because fire may affect safe shutdown systems and because the loss of function of systems used to mitigate the consequences of design basis accidents under postfire conditions does not per se impact public safety, the need to limit fire damage to systems required to achieve and maintain safe shutdown conditions is greater than the need to limit fire damage to those systems required to mitigate the consequences of design basis accidents. Three levels of fire damage limits are established according to the safety functions of the structure, system, or component:
火災は安全緊急停止システムに影響するので、そしてまた、火災発生後の状況で、設計上想定する事故による影響を緩和するシステムの機能喪失は公衆の安全には、実質的には影響を与えないので、安全な緊急停止を達成、保持するシステムに対する火災被害を制限する必要性は、設計上想定する事故による影響を緩和するために要求されるシステムへの火災被害を制限する必要性より、はるかに高い。
→ここでは何を言おうとしているのか? 例えば、配管破断を修復するシステムへの火災被害を防ぐことは、実際には配管破断は起こらずに、火災が起こっている状況なので、それほど重要ではなく、緊急停止が出来なくなる方が恐ろしい、の意？
（は）の解釈：ここでいう配管が緊急停止システムを構成する重要部品であれば、火災被害を徹底的に防ぎなさいということを述べている。同じ配管であっても、単なる水損を起こすだけのものならば優先度は低い。

Safety function	Fire damage limits
Hot Shutdown ※50.2 の定義 Safe shutdown の中に引用あり。 ただし、Hot shutdown, Cold shutdown ともに定義が無い?	One train of equipment necessary to achieve hot shutdown from either the control room or emergency control station(s) must be maintained free of fire damage by a single fire, including an exposure fire.[1] 制御室もしくは緊急制御室から高温停止を達成するのに必要な一系統の装置が、単一火災による被害を免れるよう維持されていなければならない。単一火災には exposure fire も含まれる
Cold Shutdown	Both trains of equipment necessary to achieve cold shutdown may be damaged by a single fire, including an exposure fire, but damage must be limited so that at least one train can be repaired or made operable within 72 hours using onsite capability. 低温停止を達成するのに必要な二系統の装置は、単一火

	災による被害を受けても構わない。ただし、一系統は現地の資材で 72 時間以内に修理されるか、作動しなければならない。
Design Basis Accidents ※50.2 の定義	Both trains of equipment necessary for mitigation of consequences following design basis accidents may be damaged by a single exposure fire. 設計上想定する事故における被害を抑制するために必要な二系統の装置は、単一のエクスポージャー火災で損傷しても構わない （design basis accidents については NRC の Glossary も参照。 http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/design-basis-accident.html）

[1] *Exposure Fire*. An exposure fire is a fire in a given area that involves either in situ or transient combustibles and is external to any structures, systems, or components located in or adjacent to that same area. The effects of such fire (e.g., smoke, heat, or ignition) can adversely affect those structures, systems, or components important to safety. Thus, a fire involving one train of safe shutdown equipment may constitute an exposure fire for the redundant train located in the same area, and a fire involving combustibles other than either redundant train may constitute an exposure fire to both redundant trains located in the same area.

エクスポージャー火災：エクスポージャー火災とは、ある火災区域内で、常設または仮置きの可燃物が関与し、当該火災区域内に位置するまたは当該火災区域に隣接する（安全上重要な）構築物、系統、または機器の~~外側の~~（は関与しない）火災のことである。そのような火災（＝エクスポージャー火災）の影響（煙、熱、または発火等）は、安全上重要な構築物、系統、または機器に悪影響を与える。従って、(1)多重系のうち片系統の安全停止機器が関与する火災が、同じ火災区域に同居する多重系のもう片方の系統に対するエクスポージャー火災となり、(2)多重系以外の可燃物が関与する火災が、（可燃物と）同じ火災区域に同居する多重系の両系統に対するエクスポージャー火災となる（委員会資料 4-4 も参照 http://www.rs.kagu.tus.ac.jp/tujimoto/shiryo_4_4.pdf）。

The most stringent fire damage limit shall apply for those systems that fall into more than one category. Redundant systems used to mitigate the consequences of other design basis accidents but not necessary for safe shutdown may be lost to a single exposure fire. However, protection shall be provided so that a fire within only one such system will not damage the redundant system.

２つ以上のカテゴリーに入るシステムに対しては最も厳格な火災被害限界が適用されるべきである。他の設計上考慮する事故の影響を緩和するために使われるが安全停止系には不要となる冗長系システムは、単一エクスポージャー火災で機能喪失しても構わない。

II. General Requirements
Ⅱ.一般要求事項

A. *Fire protection program.*

A fire protection program shall be established at each nuclear power plant. The program shall establish the fire protection policy for the protection of structures, systems, and components important to safety at each plant and the procedures, equipment, and personnel required to implement the program at the plant site.
A.火災防護プログラム　（一部、意訳されているので）火災防護プログラムは、それぞれの原子力プラントで策定されねばならない。プログラムでは、安全上重要な構造物、システム、要素を火災から防護する戦略（policy）を立てて、プログラムを実行するための手順、人員、器具を○○する必要がある。（英文が閉じていない？）

The fire protection program shall be under the direction of an individual who has been delegated authority commensurate with the responsibilities of the position and who has available staff personnel knowledgeable in both fire protection and nuclear safety.
火災防護プログラムは、代表権を委任されている個人の指揮で、かつその個人には火災防護と原子力安全の両方を理解している職員を使うことが出来る状態で、作られねばならない。

The fire protection program shall extend the concept of defense-in-depth to fire protection in fire areas important to safety, with the following objectives:
火災防護プログラムは、以下の目的に対して、火災エリアの火災防護を深く防護したコンセプトを拡張すべきである。

To prevent fires from starting;
出火防止

To detect rapidly, control, and extinguish promptly those fires that do occur;
早期の感知、抑制および起こりうる火災の速やかな消火

To provide protection for structures, systems, and components important to safety so that a fire that is not promptly extinguished by the fire suppression activities will not prevent the safe shutdown of the plant.

消火システムで迅速に消すことができない火災に対して、安全上重要な構造体，システム，要素が安全な停止を妨げないように防護すること

B. *Fire hazards analysis*.

A fire hazards analysis shall be performed by qualified fire protection and reactor systems engineers to (1) consider potential in situ and transient fire hazards; (2) determine the consequences of fire in any location in the plant on the ability to safely shut down the reactor or on the ability to minimize and control the release of radioactivity to the environment; and (3) specify measures for fire prevention, fire detection, fire suppression, and fire containment and alternative shutdown capability as required for each fire area containing structures, systems, and components important to safety in accordance with NRC guidelines and regulations.

和訳の内容が?

B.火災ハザード解析　火災ハザード解析は、資格認定された火災防護及び原子炉エンジニアによって、以下の目的で実施されなければならない。（１）現場での恒常的または過渡的な火災ハザードを考慮する。（２）施設内のあらゆる場所を対象に、発生した火災が、原子炉の安全な緊急停止を起こす能力もしくは環境への放射性物質の排出を最小にする或いは制御する能力への影響度を決定する（予測する)。（３）安全にとって重要な SSC を含むそれぞれの火災領域に求められる、出火防止、火災感知、消火および火災の封じ込め（防火区画?）並びに他の緊急停止機能のための方法を、NRC のガイドラインおよび基準に従って選定する。

C. *Fire prevention features*.

Fire protection features shall meet the following general requirements for all fire areas that contain or present a fire hazard to structures, systems, or components important to safety.

C.火災防止機能　火災防止機能は、安全上重要な SSC に対する火災ハザードが存在する火災領域において、以下の一般要件を満足しなくてはならない。

1. In situ fire hazards shall be identified and suitable protection provided.

現場の火災ハザードを特定し、そして適切な防護を用意すること

2. Transient fire hazards associated with normal operation, maintenance, repair, or modification activities shall be identified and eliminated where possible. Those transient fire hazards that can not be eliminated shall be controlled and suitable protection provided.

通常運転、保守、補修、または改修措置による過渡的な火災ハザードは確認されなければならない。そして可能な部分は取り除かれねばならない。取り除くことが出来ない過渡的な火災ハザードは制御しなければならないし、適切な防御が用意されねばならない。

3. Fire detection systems, portable extinguishers, and standpipe and hose stations shall be installed.

火災感知システム、消火器および連結送水管ならびにホース室が設置されねばならない

4. Fire barriers or automatic suppression systems or both shall be installed as necessary to protect redundant systems or components necessary for safe shutdown.

防火バリア（定義は？）または自動消火設備、もしくはその両方が安全な緊急停止のために必要とされる多重系のシステムまたは機器を守るために設置されねばならない。

5. A site fire brigade shall be established, trained, and equipped and shall be on site at all times.

発電所の消防隊が、結成され、訓練され、装備を整えて四六時中、現場に配備されねばならない。

6. Fire detection and suppression systems shall be designed, installed, maintained, and tested by personnel properly qualified by experience and training in fire protection systems.

火災感知と消火システムが、経験と訓練で適切に質が確保された職員により、設計され、設置され、維持され、検査されねばならない。

7. Surveillance procedures shall be established to ensure that fire barriers are in place and that fire suppression systems and components are operable.

その場の防火バリアと消火システム・機器の作動を保証する監視手順が確立されねばならない。

D. *Alternative or dedicated shutdown capability*.

In areas where the fire protection features cannot ensure safe shutdown capability in the event of a fire in that area, alternative or dedicated safe shutdown capability shall be provided.

D.代替の停止能力　火災防護システムでは、あるエリアの安全な停止が確保できない場合には、代替となる安全停止システムを設置すること

III. Specific Requirements
Ⅲ.個別要求事項

A. *Water supplies for fire suppression systems*.
Two separate water supplies shall be provided to furnish necessary water volume and pressure to the fire main loop.
A.消火系への水供給　２つの独立な水供給システム火災の main loop に必要な水量と圧力を確保するために必要である。

Each supply shall consist of a storage tank, pump, piping, and appropriate isolation and control valves. Two separate redundant suctions in one or more intake structures from a large body of water (river, lake, etc.) will satisfy the requirement for two separated water storage tanks. These supplies shall be separated so that a failure of one supply will not result in a failure of the other supply.
2 系統はそれぞれ貯水タンク、ポンプ、配管と適切な断熱材および制御バルブで構成される。大容量の水（川、湖など）から一以上の取水構造による、2 つの分離された給水は、2 つの分離された貯水タンクの条件を満たす。これらの給水は、一系統の給水が損なわれた時、残りの給水系の故障にならないよう、分離されていなければならない。

Each supply of the fire water distribution system shall be capable of providing for a period of 2 hours the maximum expected water demands as determined by the fire hazards analysis for safety-related areas or other areas that present a fire exposure hazard to safety- related areas.
それぞれの給水系は、安全に関与するエリアまたはその他のエリアで火災暴露の危険がある安全に関与するエリアの火災ハザード解析から必要とされる最大の必要水流を 2 時間にわたって供給できること。

When storage tanks are used for combined service-water/fire-water uses the minimum volume for fire uses shall be ensured by means of dedicated tanks or by some physical means such as a vertical standpipe for other water service. Administrative controls, including locks for tank outlet valves, are unacceptable as the only means to ensure minimum water volume.
貯水タンクが日常水と消火水の兼用で用意される場合には、分割その他の物理的方法－例えば、垂直な立管－により消火に必要な水量を確保すること。タンク出口の v バルブをロックする等の人為的方法は許容しない。

Other water systems used as one of the two fire water supplies shall be permanently connected to the fire main system and shall be capable of automatic alignment to the fire main system. Pumps, controls, and power supplies in these systems shall satisfy the requirements for the main fire pumps. The use of other water systems for fire protection shall not be incompatible with their functions required for safe plant shutdown. Failure of the other system shall not degrade the fire main system.
２つのうちの１つをその他の水源とする場合には、水源は恒常的に連結されており、消火システムに整合していること。これらのシステムのポンプ、制御、電源などは消火系の要件を満たすこと。その他の給水システムはプラントの安全な停止に必要とされる機能と不整合がないこと。その他のシステムの故障がメインのシステムに影響を与えないこと。

B. *Sectional isolation valves*.
Sectional isolation valves such as post indicator valves or key operated valves shall be installed in the fire main loop to permit isolation of portions of the fire main loop for maintenance or repair without interrupting the entire water supply.
B.部分的な隔離弁
ポスト型弁又は鍵操作弁のような部分的な隔離弁を、全体の水の供給を中断することなく、メンテナンスや修理のために火災メインループの一部を隔離することを可能にするために火災メインループ内に設置しなければならない。

C. *Hydrant isolation valves*.
Valves shall be installed to permit isolation of outside hydrants from the fire main for maintenance or repair without interrupting the water supply to automatic or manual fire suppression systems in any area containing or presenting a fire hazard to safety-related or safe shutdown equipment.
C.消火栓の隔離弁
自動あるいは手動消火系への水の供給が阻害されずに保守あるいは補修をおこなうために、消火用導管と外部の消火栓を隔離する隔離弁を設置しなくてはならない。

D. *Manual fire suppression*.
Standpipe and hose systems shall be installed so that at least one effective hose stream will be able to reach any location that contains or presents an exposure fire hazard to structures, systems, or components important to safety.
D.手動の消火
少なくとも一つの有効なホースストリームが、安全上重要な構造、系統、または機器へのエクスポージャー火災が含まれるまたは存在する如何なる位置にも届くように、スタンドパ

イプまたはホースシステムを設置しなければならない。

Access to permit effective functioning of the fire brigade shall be provided to all areas that contain or present an exposure fire hazard to structures, systems, or components important to safety.
安全上重要な構造、系統、または機器へのエクスポージャー火災が含まれるまたは存在する全てのエリアに対して、消防隊の効果的な機能を可能にするようなアクセスが提供さればならない。

Standpipe and hose stations shall be inside PWR containments and BWR containments that are not inerted. Standpipe and hose stations inside containment may be connected to a high quality water supply of sufficient quantity and pressure other than the fire main loop if plant-specific features prevent extending the fire main supply inside containment. For BWR drywells, standpipe and hose stations shall be placed outside the dry well with adequate lengths of hose to reach any location inside the dry well with an effective hose stream.
スタンドパイプとホースステーションがPWR格納容器及び不活性化されていないBWR格納容器の内側に設置しなければならない。プラント固有の特性により、消火配管が格納容器内まで届かない場合、格納容器内のスタンドパイプまたはホースステーションを消火配管ループ以外の十分な量及び圧力がある高品質の給水に接続することも可能である。BWRのドライウェルに関しては、有効なホース流でドライウェル内の如何なる位置にも届くホースを用意したうえで、ドライウェル外にスタンドパイプ及びホースステーションを設置しなければならない。

E. *Hydrostatic hose tests*.
Fire hose shall be hydrostatically tested at a pressure of 150 psi or 50 psi above maximum fire main operating pressure, whichever is greater. Hose stored in outside hose houses shall be tested annually. Interior standpipe hose shall be tested every three years.
E.ホースの水圧試験
ホース室の外に置いてある消火ホースについては年一回、ネイ部のスタンドパイプ用ホースについては3年に1回、150psiあるいは消火用導管の最大運転圧力より50psi高い圧力のどちらか高い方で水圧試験を実施しなくてはならない。

F. *Automatic fire detection*.
Automatic fire detection systems shall be installed in all areas of the plant that contain or present an exposure fire hazard to safe shutdown or safety-related systems or

components. These fire detection systems shall be capable of operating with or without offsite power.
F.自動火災検知
自動火災検知システムは、安全停止または安全関連の系統や機器へのエクスポージャー火災を含むまたは存在する、原子力発電所のすべての区画で設置しなければならない。

G. *Fire protection of safe shutdown capability*.
1. Fire protection features shall be provided for structures, systems, and components important to safe shutdown. These features shall be capable of limiting fire damage so that:
a. One train of systems necessary to achieve and maintain hot shutdown conditions from either the control room or emergency control station(s) is free of fire damage; and
b. Systems necessary to achieve and maintain cold shutdown from either the control room or emergency control station(s) can be repaired within 72 hours.
G.安全停止機能の火災防護
1. 安全停止上重要な構造物、系統及び機器に対して、以下の目的で、火災による損傷を制限する火災防護対策を行わなければならない。
a. 制御室又は非常用の制御ステーションから高温停止を達成し、維持するために必要な一系列は、火災による損傷を受けない。
b. 制御室から冷温停止を達成し、維持するために必要な系統を、72 時間以内に回復できる。

2. Except as provided for in paragraph G.3 of this section, where cables or equipment, including associated non-safety circuits that could prevent operation or cause maloperation due to hot shorts, open circuits, or shorts to ground, of redundant trains of systems necessary to achieve and maintain hot shutdown conditions are located within the same fire area outside of primary containment, one of the following means of ensuring that one of the redundant trains is free of fire damage shall be provided:
2. この節の G.3 において示されるものを除いて、高温停止を達成し、維持するために必要な系統の複数の系列（redundant trains of systems）のケーブルや装置（ホットショート、開回路、地絡によって作動を妨げる、誤作動を引き起こし得る、関連する非安全系の回路を含む、ケーブルや装置）が、一次格納容器の外の同じ火災エリア（fire area）に設置された場所では、複数の系列のうち 1 系列が、火災による損傷を受けないように、以下の措置のうち、いずれか一つを講じなくてはならない。

a. Separation of cables and equipment and associated non-safety circuits of redundant trains by a fire barrier having a 3-hour rating. Structural steel forming a part of or

supporting such fire barriers shall be protected to provide fire resistance equivalent to that required of the barrier;
a. 複数の系列のケーブル、装置及び関連する非安全系の回路を 3 時間の耐火機能があると認定された防火障壁によって分離すること。防火障壁を形成するもしくは支持する構造用鋼は、防火障壁に求められる耐火性能と同等の性能を有するように保護されなければならない。

b. Separation of cables and equipment and associated non-safety circuits of redundant trains by a horizontal distance of more than 20 feet with no intervening combustible or fire hazards. In addition, fire detectors and an automatic fire suppression system shall be installed in the fire area; or
b. 複数の系列のケーブル、装置及び関連する非安全系の回路は介在可燃物や火災の恐れのある場所から水平距離 20 フィート以上を保ち分離すること。加えて火災感知器と自動消火システムは、火災エリア内に設置されなければならない。

c. Enclosure of cable and equipment and associated non-safety circuits of one redundant train in a fire barrier having a 1-hour rating, In addition, fire detectors and an automatic fire suppression system shall be installed in the fire area;
c. 複数の系列のケーブル、装置及び関連する非安全系の回路は、 1 時間耐火の防火障壁で囲むこと、加えて火災感知器と自動消火システムは、火災エリア内に設置されなければならない。

Inside noninerted containments one of the fire protection means specified above or one of the following fire protection means shall be provided:
不活性化されてない格納容器内では、上記の火災防護のうち 1 つ、または以下に挙げられる火災防護の 1 つが提供されなければならない。

d. Separation of cables and equipment and associated non-safety circuits of redundant trains by a horizontal distance of more than 20 feet with no intervening combustibles or fire hazards;
d. 複数の系列のケーブル、装置、及び関連する非安全系の回路を、20 フィート以上可燃物あるいは火災ハザードの介在がない状態で分離する。

e. Installation of fire detectors and an automatic fire suppression system in the fire area; or
e. 火災エリア内に火災感知器及び、自動消火システムを設置する。

f. Separation of cables and equipment and associated non-safety circuits of redundant trains by a noncombustible radiant energy shield.
f. 複数の系列のケーブル、装置、及び関連する非安全系回路を、不燃性の放射熱遮断材で分離する。

3. Alternative or dedicated shutdown capability and its associated circuits,[1] independent of cables, systems or components in the area, room, zone under consideration should be provided:
3. 検討中の区域（エリア）、室、空間（ゾーン）内のケーブル、系統又は装置と独立な、代替または専用の停止機能と、それに関連する回路が、以下に該当する場所に提供されなければならない。

a. Where the protection of systems whose function is required for hot shutdown does not satisfy the requirement of paragraph G.2 of this section; or
a. 高温停止に必要な機能を有する系統の防護がこの節の G.2 の要件を満たさない場合。

b. Where redundant trains of systems required for hot shutdown located in the same fire area may be subject to damage from fire suppression activities or from the rupture or inadvertent operation of fire suppression systems.
b. 同じ火災エリアに設置されている高温停止に必要な系統の複数の系列が、火災抑制活動（fire suppression activities）や火災抑制システム（fire suppression systems）の破損や誤操作による損傷を受ける可能性がある場合。

In addition, fire detection and a fixed fire suppression system shall be installed in the area, room, or zone under consideration.
加えて、火災感知器と自動消火システムを、それらの検討中の区域（エリア）、室、空間（ゾーン）内に設置しなければならない。

H. *Fire brigade*.
A site fire brigade trained and equipped for fire fighting shall be established to ensure adequate manual fire fighting capability for all areas of the plant containing structures, systems, or components important to safety.
H.消防隊
消火活動のために備え、訓練されている現場の消防隊は、安全上重要な構築物、系統及び機器を含んでいるプラント全域のための十分な手動消火活動能力を確実にするために設立されなければならない。

The fire brigade shall be at least five members on each shift. The brigade leader and at least two brigade members shall have sufficient training in or knowledge of plant safety-related systems to understand the effects of fire and fire suppressants on safe shutdown capability.
消防隊はシフトごとに、少なくとも 5 名の人員でなければならない。隊長と少なくともほか２名の消防隊員は、安全停止機能に関する火災抑制とその火災の効力を理解するために、施設の安全性に関連するシステムについて十分な訓練または知識がなければならない。

The qualification of fire brigade members shall include an annual physical examination to determine their ability to perform strenuous fire fighting activities. The shift supervisor shall not be a member of the fire brigade. The brigade leader shall be competent to assess the potential safety consequences of a fire and advise control room personnel. Such competence by the brigade leader may be evidenced by possession of an operator's license or equivalent knowledge of plant safety-related systems.
消防隊員の資格は、激しい消火活動を行うための彼らの能力を判断するために、１年に１回の身体検査を含まなければならない。シフト監督者は、消防隊の人員であってはならない。隊長は火災の潜在的な安全性への影響を見極め、制御室の職員へ忠告する能力がなければならない。隊長によるそのような能力は、作業員ライセンスの所持、または施設の安全性に関連するシステムへの同等の知識によって明示されるだろう。

The minimum equipment provided for the brigade shall consist of personal protective equipment such as turnout coats, boots, gloves, hard hats, emergency communications equipment, portable lights, portable ventilation equipment, and portable extinguishers.
消防隊のために備えられる最小限の器材は、可搬式の消火器、換気装置、電灯、緊急通信装置、ヘルメット、グローブ、ブーツ、防火コートのような個人の保護器材で構成しなければならない。

Self-contained breathing apparatus using full-face positive-pressure masks approved by NIOSH (National Institute for Occupational Safety and Health —approval formerly given by the U.S. Bureau of Mines) shall be provided for fire brigade, damage control, and control room personnel. At least 10 masks shall be available for fire brigade personnel. Control room personnel may be furnished breathing air by a manifold system piped from a storage reservoir if practical. Service or rated operating life shall be a minimum of one-half hour for the self-contained units.
NIOSH（国立労働安全健康協会）によって承認された全面陽圧マスクを使用している自立的な酸素補給装置は消火活動、被害制御、制御室職員のために備えられなければならない。

少なくとも 10 セットのマスクは、消火活動のために利用できなければならない。制御室職員は経験的には貯蔵水から配管される多岐菅の設備によって呼吸用空気を与えられるかもしれない。サービス、言い換えると評価された作動時間は、自立的な装置に関して最低 30 分でなければならない。

At least a 1-hour supply of breathing air in extra bottles shall be located on the plant site for each unit of self-contained breathing appratus. In addition, an onsite 6-hour supply of reserve air shall be provided and arranged to permit quick and complete replenishment of exhausted air supply bottles as they are returned.
予備ボトルにある少なくとも 1 時間の呼吸用空気の供給は、自立的な酸素補給装置のために施設内へ配置されなければならない。加えて、施設内の予備呼吸量に対して 6 時間の供給が提供され、それらが返却されるにつれて、消耗した空気供給ボトルの迅速かつ完璧な補充が許可されるよう整備されなければならない。

If compressors are used as a source of breathing air, only units approved for breathing air shall be used and the compressors shall be operable assuming a loss of offsite power. Special care must be taken to locate the compressor in areas free of dust and contaminants.
もしも圧縮器が呼吸用空気の動力として使われるのならば、呼吸用空気のために承認された装置だけが使われなければならない、そしてその圧縮器は外部電源の喪失を想定しても作動できなければならない。塵や放射性物質の自由な区域内へ圧縮器を配置するために特別な措置が取られなければならない。

I. *Fire brigade training*.
The fire brigade training program shall ensure that the capability to fight potential fires is established and maintained. The program shall consist of an initial classroom instruction program followed by periodic classroom instruction, fire fighting practice, and fire drills:
I. 消防隊の訓練
消防隊の訓練プログラムは、潜在的な火災に対応するための能力が確立され、維持されることを保証しなければならない。プログラムは、最初の授業プログラムに続いて、定期的な授業、消防の練習、及び消防訓練から構成されなければならない：

1. *Instruction*
インストラクション

a. The initial classroom instruction shall include:
a. 最初の授業において含まれなければならないものは以下の通りである：

(1) Indoctrination of the plant fire fighting plan with specific identification of each individual's responsibilities.
各個人の責任の具体的な特定を伴う原子力発電所消防計画の教育

(2) Identification of the type and location of fire hazards and associated types of fires that could occur in the plant.
原子力発電施設内で発生する可能性がある火災の危険性の種類と場所と関連する火災の種類の特定。

(3) The toxic and corrosive characteristics of expected products of combustion.
予想される燃焼生成物の毒性及び腐食性の特性。

(4) Identification of the location of fire fighting equipment for each fire area and familiarization with the layout of the plant, including access and egress routes to each area.
各区画にアクセスすると出口経路を含む原子力発電施設の設計計画で各火災区域及び習熟のための消火装置の位置の識別を行うこと。

(5) The proper use of available fire fighting equipment and the correct method of fighting each type of fire. The types of fires covered should include fires in energized electrical equipment, fires in cables and cable trays, hydrogen fires, fires involving flammable and combustible liquids or hazardous process chemicals, fires resulting from construction or modifications (welding), and record file fires.
利用可能な消防設備の適切な使用及び火災のタイプごとの正しい消火方法。考えられる火災の種類については、通電電気機器の火災、火災のケーブルで、ケーブルトレイ、水素火災、火災引火性及び可燃性液体または危険なプロセス薬品、建設や改造（溶接）から生じる火災、レコード･ファイル･火災を含める必要がある。

(6) The proper use of communication, lighting, ventilation, and emergency breathing equipment.
通信、照明、換気、および緊急呼吸機器の適切な使用。

(7) The proper method for fighting fires inside buildings and confined spaces.
建物や限られた空間内部の火災の消火活動のための適切な方法。

(8) The direction and coordination of the fire fighting activities (fire brigade leaders only).
消火活動の方向及び連携（消防隊の指導者のみ）。

(9) Detailed review of fire fighting strategies and procedures.
消防方針と手順の詳細な評価

（10）Review of the latest plant modifications and corresponding changes in fire fighting plans.
最新の原子力発電所の変更及び消防計画に対応する変化の評価。

Note: Items (9) and (10) may be deleted from the training of no more than two of the non-operations personnel who may be assigned to the fire brigade.
注：アイテム（9）及び（10）は消防隊に割り当てられる可能性がある運転員以外の人員のうち二人程度に対する訓練から削除することができる。

b. The instruction shall be provided by qualified individuals who are knowledgeable, experienced, and suitably trained in fighting the types of fires that could occur in the plant and in using the types of equipment available in the nuclear power plant.
指示は経験豊富、知識豊富な、及び適切に原子力発電所で発生する可能性の火災の種類を把握している者で、原子力発電所で利用可能な機器のタイプを使用しての訓練を受けている資格のある個人によって提供されなければならない。

c. Instruction shall be provided to all fire brigade members and fire brigade leaders.
命令は、すべての消防隊のメンバー及び消防隊の指導者に提供されなければならない。

d. Regular planned meetings shall be held at least every 3 months for all brigade members to review changes in the fire protection program and other subjects as necessary.
定期的に計画の会議は、防火プログラムの変更及び必要に応じて他の事柄を確認するためにすべての隊のメンバーに対して少なくとも 3 ヶ月ごと開催されなければならない。

e. Periodic refresher training sessions shall be held to repeat the classroom instruction program for all brigade members over a two- year period. These sessions may be concurrent with the regular planned meetings.
定期的な補習研修会は、2 年間の期間にわたるすべての隊メンバーの授業プログラムを繰り返すために開催するものとする。これらのセッションは、定期的に計画された会合と同時としてもよい。

2. *Practice*

練習

Practice sessions shall be held for each shift fire brigade on the proper method of fighting the various types of fires that could occur in a nuclear power plant. These sessions shall provide brigade members with experience in actual fire extinguishment and the use of emergency breathing apparatus under strenuous conditions encountered in fire fighting. These practice sessions shall be provided at least once per year for each fire brigade member.

練習セッションは、原子力発電所で発生する可能性がある様々なタイプの火災に挑むための適切な方法について、各シフト消防隊のために開催されるもの。これらのセッションは、消火活動で遭遇する激しい条件下での実際の消火作業と緊急呼吸装置の使用の経験について消防隊のメンバーに提供するものとする。これらの実践セッションは、各消防隊のメンバーに対して年 1 回以上提供されなければならない。

3. *Drills*

訓練

a. Fire brigade drills shall be performed in the plant so that the fire brigade can practice as a team.

消防隊がチームとして実践ことができるように、消防隊訓練を原子力発電施設で実施しなければならない。

b. Drills shall be performed at regular intervals not to exceed 3 months for each shift fire brigade. Each fire brigade member should participate in each drill, but must participate in at least two drills per year.

訓練は、各シフト消防隊に対して 3 ヶ月を超えない間隔で定期的に行わなければならない。各消防隊のメンバーがそれぞれの訓練に参加する必要がありますが、少なくとも年間 2 訓練に参加しなければならない。

A sufficient number of these drills, but not less than one for each shift fire brigade per year, shall be unannounced to determine the fire fighting readiness of the plant fire brigade, brigade leader, and fire protection systems and equipment. Persons planning and authorizing an unannounced drill shall ensure that the responding shift fire brigade members are not aware that a drill is being planned until it is begun. Unannounced drills shall not be scheduled closer than four weeks.

これらの十分な数の訓練が、毎年、各シフト消防隊のために 1 回以上は、原子力施設の消防隊、隊のリーダー、及び防火系統および機器の消火の準備を決定するために抜き打ちでなけ

ればならない。抜き打ち訓練を計画及び承認する人員は、対象となるシフト消防隊のメンバーが開始時点までに訓練のことに気づかれないようにしなければならない。抜き打ちのドリルは 4 週間以内に予定されてはならない。

At least one drill per year shall be performed on a "back shift" for each shift fire brigade.
年ごとに少なくとも 1 つの訓練が各シフト消防隊のための「バックシフト」上で実行されなければならない。

c. The drills shall be preplanned to establish the training objectives of the drill and shall be critiqued to determine how well the training objectives have been met. Unannounced drills shall be planned and critiqued by members of the management staff responsible for plant safety and fire protection. Performance deficiencies of a fire brigade or of individual fire brigade members shall be remedied by scheduling additional training for the brigade or members. Unsatisfactory drill performance shall be followed by a repeat drill within 30 days.

訓練は訓練目標を確立するために、事前に計画されなければならず、訓練の目的が満たされているどの程度を決定するために批評されなければならない。抜き打ち訓練を計画し原子力発電所の安全性と防火の責任管理スタッフのメンバーによって批評されなければならない。または個々の消防隊のメンバーの消防隊の性能欠陥が隊またはメンバーの追加訓練をスケジュールすることで改善されなければならない。訓練のパフォーマンスが不十分であれば、30 日以内に再び訓練を実施しなければならない。

d. At 3-year intervals, a randomly selected unannounced drill must be critiqued by qualified individuals independent of the licensee's staff. A copy of the written report from these individuals must be available for NRC review and shall be retained as a record as specified in section III.I.4 of this appendix.

3 年ごとに、ランダムに選択された抜き打ちの訓練は、ライセンシーのスタッフの独立した資格のある個人によって批評されなければならない。これらの個人からの報告書のコピーは NRC の評価のために利用可能でなければならず、この附則のセクション III.I.4 に指定された記録として保持されなければならない。

e. Drills shall as a minimum include the following:

訓練は、最低でも次のことを含まなければならない。

(1) Assessment of fire alarm effectiveness, time required to notify and assemble fire brigade, and selection, placement and use of equipment, and fire fighting strategies.

火災警報の有効性、通知し、消防隊を組み立てるために必要な時間、機器の選択、配置や使用、及び消防戦略の評価。

(2) Assessment of each brigade member's knowledge of his or her role in the fire fighting strategy for the area assumed to contain the fire. Assessment of the brigade member's conformance with established plant fire fighting procedures and use of fire fighting equipment, including self-contained emergency breathing apparatus, communication equipment, and ventilation equipment, to the extent practicable.
火災が発生することを想定したエリアの消防戦略における役割に関する各隊員の知識の評価。確立された消防手順への消防隊員の適合性、並びに、実用的な範囲において自給式緊急呼吸装置、通信機器、および換気装置を含む消火設備の使用に関する評価。

(3) The simulated use of fire fighting equipment required to cope with the situation and type of fire selected for the drill. The area and type of fire chosen for the drill should differ from those used in the previous drill so that brigade members are trained in fighting fires in various plant areas. The situation selected should simulate the size and arrangement of a fire that could reasonably occur in the area selected, allowing for fire development due to the time required to respond, to obtain equipment, and organize for the fire, assuming loss of automatic suppression capability.
訓練において選択された火災の状況及び種類に対応するために必要な消防設備の模擬使用。消防隊のメンバーがプラントの様々な場所における消火について訓練できるように、訓練で選択する火災の場所及び種類は以前の訓練に使用されるものとは異なるべきである。選択される状況は、選択されたエリアで合理的に起こりうる火災のサイズ及び様態と模擬すべきであり、これにより、自動消火能力の喪失を想定した状態で、火災のための対応、機器の入手、及び組織作りに要する時間で火災が拡大することが可能となる。

(4) Assessment of brigade leader's direction of the fire fighting effort as to thoroughness, accuracy, and effectiveness.
徹底性、正確性、及び有効性などの消火作業の隊リーダーの方向の評価。

4. *Records*
記録

Individual records of training provided to each fire brigade member, including drill critiques, shall be maintained for at least 3 years to ensure that each member receives training in all parts of the training program. These records of training shall be available for NRC review. Retraining or broadened training for fire fighting within buildings shall

be scheduled for all those brigade members whose performance records show deficiencies.
訓練批判を含む各消防隊のメンバーに提供された訓練の個々の記録は、各メンバーがトレーニングプログラムのすべての部分で訓練を受けていることを確実にするために、少なくとも 3 年間は維持されなければならない。訓練のこれらの記録は NRC の評価のために利用できるものでなければならない。パフォーマンス記録で不備が示された全ての消防隊員には、建物内の消火のための再訓練または拡大トレーニングを計画しなければならない。

J. *Emergency lighting*.
非常用照明

Emergency lighting units with at least an 8-hour battery power supply shall be provided in all areas needed for operation of safe shutdown equipment and in access and egress routes thereto.
少なくとも 8 時間のバッテリー電源と非常用照明ユニットを、安全停止装置の操作に必要なすべての区域及びそこの出入りルートに設けなければならない。

K. *Administrative controls*.
運営管理

Administrative controls shall be established to minimize fire hazards in areas containing structures, systems, and components important to safety. These controls shall establish procedures to:
運営管理は安全上重要な構造、系統、及び機器を含む領域における火災の危険性を最小限にするために確立されなければならない。これらの管理では、以下に関する手順を確立しなければならない。

1. Govern the handling and limitation of the use of ordinary combustible materials, combustible and flammable gases and liquids, high efficiency particulate air and charcoal filters, dry ion exchange resins, or other combustible supplies in safety-related areas.
安全関連の区画における通常の可燃性物質、可燃性及び可燃性ガス及び液体、高効率粒子空気及びチャコールフィルター、乾燥イオン交換樹脂、またはその他の可燃性物資の使用の取扱いおよび制限を管理する。

2. Prohibit the storage of combustibles in safety-related areas or establish designated storage areas with appropriate fire protection.

安全関連の区画における可燃物の貯蔵を禁止する、または適切な火災防護を有する指定された保管区域を確立する。

3. Govern the handling of and limit transient fire loads such as combustible and flammable liquids, wood and plastic products, or other combustible materials in buildings containing safety-related systems or equipment during all phases of operating, and especially during maintenance, modification, or refueling operations.

可燃性及び可燃性液体、木材、プラスチック製品、または運転のすべての段階の間に安全関連システムや機器を含む建物内の他の可燃性物質として、特に保守、修正、または給油操作の間の取り扱いを管理及び過渡火災荷重を制限する。

4. Designate the onsite staff member responsible for the inplant fire protection review of proposed work activities to identify potential transient fire hazards and specify required additional fire protection in the work activity procedure.

潜在的な仮置き可燃物火災の危険性を特定し、作業活動の手順で必要な追加の防火を指定するための提案された作業活動に対する原子力発電施設内の防火評価に責任を有するオンサイトスタッフメンバーを指定する。

5. Govern the use of ignition sources by use of a flame permit system to control welding, flame cutting, brazing, or soldering operations. A separate permit shall be issued for each area where work is to be done. If work continues over more than one shift, the permit shall be valid for not more than 24 hours when the plant is operating or for the duration of a particular job during plant shutdown.

溶接、ガス切断、ろう付け、またははんだ付け操作を管理するための火炎許可システムを利用して発火源の使用を管理する。作業が行われることで区画ごとに個別の許可が発行される。運転が複数のシフトにわたって継続する際、原子力発電所が運転中であると許可は 24 時間以内としなくてはならず、原子力発電施設の停止時であると許可は特手の作業の全時間帯で有効となる。

6. Control the removal from the area of all waste, debris, scrap, oil spills, or other combustibles resulting from the work activity immediately following completion of the activity, or at the end of each work shift, whichever comes first.

作業活動から生じるすべての廃棄物、破片、スクラップ、漏えい油、他の可燃物の区画から除去の管理は、作業終了後直ぐまたは作業シフトの終了時のいずれか早い方とする。

7. Maintain the periodic housekeeping inspections to ensure continued compliance with

these administrative controls.
これらの運営管理の継続的遵守を確保するために定期的なハウスキーピング点検を維持する。

8. Control the use of specific combustibles in safety-related areas. All wood used in safety-related areas during maintenance, modification, or refueling operations (such as lay-down blocks or scaffolding) shall be treated with a flame retardant. Equipment or supplies (such as new fuel) shipped in untreated combustible packing containers may be unpacked in safety-related areas if required for valid operating reasons. However, all combustible materials shall be removed from the area immediately following the unpacking. Such transient combustible material, unless stored in approved containers, shall not be left unattended during lunch breaks, shift changes, or other similar periods. Loose combustible packing material such as wood or paper excelsior, or polyethylene sheeting shall be placed in metal containers with tight-fitting self-closing metal covers.
安全関連の区画において特定の可燃物の使用を管理する。保守、変更、燃料交換中に安全関連の区画の使用されるすべての木材（敷設ブロックまたは足場など）は、難燃剤で処理されなければならない。未処理の可燃包装容器で納品される機器や補給品（新燃料など）は、有効な運転上の理由により必要な場合は、安全関連の区画の開封することができる。しかし、すべての可燃性物質は、開梱直後区画から撤去されなければならない。認定された容器に保存されない限り、このような仮置き可燃性物質は、昼休み、シフトチェンジ、または他の同様の期間中に放置してはならない。木材または紙木毛、またはポリエチレンシートなどの緩い可燃性の梱包材量は、密着する自閉式金属カバーを有する金属容器内に配置されなければならない。

9. Control actions to be taken by an individual discovering a fire, for example, notification of control room, attempt to extinguish fire, and actuation of local fire suppression systems.
例えば、制御室の通知、消火のこころみ、現場の消火システムの作動などの制御アクションは、火災を発見した個人によって取られるべきである。

10. Control actions to be taken by the control room operator to determine the need for brigade assistance upon report of a fire or receipt of alarm on control room annunciator panel, for example, announcing location of fire over PA system, sounding fire alarms, and notifying the shift supervisor and the fire brigade leader of the type, size, and location of the fire.

火災の報告または制御室のアナンシエータパネルでの警報の受信した場合に消防隊の支援の必要性を判断するために、制御室の運転員がとるべき管理行動は、例えば、PA システム上での火災の場所の通知、火災警報の発報、当直長及び消防隊体長への火災の種類、サイズ、位置の報告である。

Control actions to be taken by the fire brigade after notification by the control room operator of a fire, for example, assembling in a designated location, receiving directions from the fire brigade leader, and discharging specific fire fighting responsibilities including selection and transportation of fire fighting equipment to fire location, selection of protective equipment, operating instructions for use of fire suppression systems, and use of preplanned strategies for fighting fires in specific areas.

制御室オペレータにより通知した後に消防隊がとるべき管理行動は、例えば、指定された場所での集合、消防隊のリーダーからの指示を受けること、消火装置の選択と出火位置への輸送、保護装置の選択、消火システムの利用に関する指示の実行、及び特定の区域における事前に計画された消火戦略の使用といった個別の消火責任を果たすことなどである。

11. Define the strategies for fighting fires in all safety-related areas and areas presenting a hazard to safety-related equipment. These strategies shall designate:

全ての安全関連区域及び安全関連機器に対するハザードとなる全ての区域に対して消火活動のための計画を定義する。これらの計画は以下について指定しなければならない：

a. Fire hazards in each area covered by the specific prefire plans.

特定の事前消火計画により含まれる各区域の火災ハザード。

b. Fire extinguishants best suited for controlling the fires associated with the fire hazards in that area and the nearest location of these extinguishants.

当該区域及び消火剤がある位置のそばにある火災ハザードに関連する火災を制御するために最も適した消火剤。

c. Most favorable direction from which to attack a fire in each area in view of the ventilation direction, access hallways, stairs, and doors that are most likely to be free of fire, and the best station or elevation for fighting the fire. All access and egress routes that involve locked doors should be specifically identified in the procedure with the appropriate precautions and methods for access specified.

火災影響のない換気方向、アクセス廊下、階段、及び戸を考慮した各エリアにおける消火作業において最も適した方向。閉じられたドアがあるアクセスおよび脱出のための経路は、適切な予防措置及びアクセスの方法とともに、手順書において特定すべきである。

d. Plant systems that should be managed to reduce the damage potential during a local fire and the location of local and remote controls for such management (e.g., any hydraulic or electrical systems in the zone covered by the specific fire fighting procedure that could increase the hazards in the area because of overpressurization or electrical hazards).

局所的な火災による潜在的な損傷を低減すために操作すべきプラント系統、及びそのような操作のための現場操作あるいは遠隔操作の位置。（例えば、過加圧や電気ハザードにより危険性が増加する可能性がある、個別の消火手順書の対象となるゾーン内の油圧系や電気系）。

e. Vital heat-sensitive system components that need to be kept cool while fighting a local fire. Particularly hazardous combustibles that need cooling should be designated.

局所火災の消火作業において冷却する必要がある重要で熱に弱い系統機器。特に冷却が必要な危険性の高い可燃物を指定する必要がある。

f. Organization of fire fighting brigades and the assignment of special duties according to job title so that all fire fighting functions are covered by any complete shift personnel complement. These duties include command control of the brigade, transporting fire suppression and support equipment to the fire scenes, applying the extinguishant to the fire, communication with the control room, and coordination with outside fire departments.

全ての消火機能が如何なるシフトの人員数で網羅されるような消防隊の編成および特別な職務の割り当て。これらの職務は、消防隊の指揮統制、火災現場への消火機材及び支援機器の輸送、火災への消火剤の適用、制御室との連絡、及び外部消防組織との調整が含まれる。

g. Potential radiological and toxic hazards in fire zones.

防火地域内の潜在的な放射線や毒性ハザード。

h. Ventilation system operation that ensures desired plant air distribution when the ventilation flow is modified for fire containment or smoke clearing operations.

火災の閉じ込めや煙除去などの操作が行われ、換気量が変化したとしても必要な空気量をプラントに配分するための換気システム（→こんなのできるはずがない？）

i. Operations requiring control room and shift engineer coordination or authorization.

制御室及びシフト技術者との調整や承認を必要とする操作。

j. Instructions for plant operators and general plant personnel during fire.
火災時の原子力発電施設の運転員及び一般職員のための指示。

L. *Alternative and dedicated shutdown capability.*
代替及び専用の停止機能

1. Alternative or dedicated shutdown capability provided for a specific fire area shall be able to (a) achieve and maintain subcritical reactivity conditions in the reactor; (b) maintain reactor coolant inventory; (c) achieve and maintain hot standby[2] conditions for a PWR (hot shutdown[2] for a BWR); (d) achieve cold shutdown conditions within 72 hours; and (e) maintain cold shutdown conditions thereafter. During the postfire shutdown, the reactor coolant system process variables shall be maintained within those predicted for a loss of normal a.c. power, and the fission product boundary integrity shall not be affected; i.e., there shall be no fuel clad damage, rupture of any primary coolant boundary, of rupture of the containment boundary.

特定の火災区域に対して提供される代替または専用の停止機能は以下について実行可能でなければならない：
(a) 原子炉を未臨界状態に達成し、維持する
(b) 原子炉冷却材インベントリを維持する
(c) PWR の場合は高温スタンバイ状態 2（BWR の場合は高温停止 2）を維持する
(d) 72 時間以内に冷温停止状態を達成する、及び
(e) その後も冷温停止状態を維持する。
火災後の停止作業中に、原子炉冷却系のプロセス変数は、通常の交流電源喪失において予測される範囲内に維持されなければならず、核分裂生成物のバウンダリの完全性が影響を受けてはならない。
すなわち、燃料被覆の損傷、一次冷却材バウンダリの破断、格納容器バウンダリの破断があってはならない。

2. The performance goals for the shutdown functions shall be:
停止機能のための性能目標は以下の通りである：

a. The reactivity control function shall be capable of achieving and maintaining cold shutdown reactivity conditions.
反応度制御機能は冷温停止反応度条件を達成、維持できなければならない。

b. The reactor coolant makeup function shall be capable of maintaining the reactor coolant level above the top of the core for BWRs and be within the level indication in the pressurizer for PWRs.
原子炉冷却材補給機能は、BWR に対しては炉心上部以上に原子炉冷却材水位を維持し、PWR に対しては加圧器の水位計装の範囲内で維持しなければならない。

c. The reactor heat removal function shall be capable of achieving and maintaining decay heat removal.
原子炉の熱除去機能は、崩壊熱除去を達成し、維持できなければならない。

d. The process monitoring function shall be capable of providing direct readings of the process variables necessary to perform and control the above functions.
プロセス監視機能は、上記の機能を実行し、制御するために必要なプロセス変数の直接の測定値を提供することが可能でなければならない。

e. The supporting functions shall be capable of providing the process cooling, lubrication, etc., necessary to permit the operation of the equipment used for safe shutdown functions.
サポート機能は、安全停止機能に使用される機器の操作を可能にするために必要なプロセス冷却、潤滑、等を提供することが可能でなければならない。

3. The shutdown capability for specific fire areas may be unique for each such area, or it may be one unique combination of systems for all such areas. In either case, the alternative shutdown capability shall be independent of the specific fire area(s) and shall accommodate postfire conditions where offsite power is available and where offsite power is not available for 72 hours. Procedures shall be in effect to implement this capability.
特定の火災領域の停止機能は、そのような各区画について固有のであってもよく、またはそのようなすべての区画のための系統の一つ固有の組み合わせであってもよい。いずれの場合も、代替の停止機能は、特定の火災区画から独立していなければならず、及びオフサイトの電源が利用可能な場合とオフサイトの電源が 72 時間利用できない場合において火災後の条件に対応可能でなければならない。この機能を実施するための手順は、有効でなければならない。

4. If the capability to achieve and maintain cold shutdown will not be available because of fire damage, the equipment and systems comprising the means to achieve and

maintain the hot standby or hot shutdown condition shall be capable of maintaining such conditions until cold shutdown can be achieved. If such equipment and systems will not be capable of being powered by both onsite and offsite electric power systems because of fire damage, an independent onsite power system shall be provided. The number of operating shift personnel, exclusive of fire brigade members, required to operate such equipment and systems shall be on site at all times.

冷温停止機能を達成し、維持するための機能が火災被害により利用可能となった場合、ホットスタンバイまたは高温停止状態を達成し、維持するための手段を構成する装置やシステムが、低温停止を達成することができるまで、そのような状態を維持できなければならない。このような機器やシステムが火災被害によりオンサイトとオフサイトの電力システムから電力供給されることが可能でない場合は、独立したオンサイト電源システムが提供されなければならない。

そのような機器やシステムを操作するために必要な当直要員は常にサイト内にいなければならない。

5. Equipment and systems comprising the means to achieve and maintain cold shutdown conditions shall not be damaged by fire; or the fire damage to such equipment and systems shall be limited so that the systems can be made operable and cold shutdown can be achieved within 72 hours. Materials for such repairs shall be readily available on site and procedures shall be in effect to implement such repairs. If such equipment and systems used prior to 72 hours after the fire will not be capable of being powered by both onsite and offsite electric power systems because of fire damage, an independent onsite power system shall be provided. Equipment and systems used after 72 hours may be powered by offsite power only.

低温停止を達成し、維持するための手段を構成する機器及び系統は火災による損傷を受けてはならない、または、それらの機器及び系統に対する火災被害は、当該系統が 72 時間以内に動作可能となり、低温停止を達成できる程度に制限されなければならない。

そのような修理のための材料は、サイト内で容易に利用可能でなければならず、そのような修理を実施するため手順が有効でなければならない。

火災が原因で火災発生後 72 時間以内に使用する機器及び系統に所内及び所外から給電出来ない場合は、独立した現場の電力系統が提供されなければならない。

72 時間後に使用される機器及び系統はオフサイトの電源によってのみ電力が供給されてもよい。

6. Shutdown systems installed to ensure postfire shutdown capability need not be designed to meet seismic Category I criteria, single failure criteria, or other design

basis accident criteria, except where required for other reasons, e.g., because of interface with or impact on existing safety systems, or because of adverse valve actions due to fire damage.

火災後の停止能力を保証するために設置された停止系統は、他の理由のために必要な場合（例えば、既存の安全系統との相互作用や安全系統への影響、または火災損傷による弁の誤作動）を除いて、耐震分類 I 基準、単一故障基準、またはその他の設計基準事故の基準を満たすように設計する必要はない。

7. The safe shutdown equipment and systems for each fire area shall be known to be isolated from associated non-safety circuits in the fire area so that hot shorts, open circuits, or shorts to ground in the associated circuits will not prevent operation of the safe shutdown equipment. The separation and barriers between trays and conduits containing associated circuits of one safe shutdown division and trays and conduits containing associated circuits or safe shutdown cables from the redundant division, or the isolation of these associated circuits from the safe shutdown equipment, shall be such that a postulated fire involving associated circuits will not prevent safe shutdown.[3]

各火災区域のための安全停止機器･システムは、熱短絡、開回路、または短絡が安全停止の動作を妨げることのないよう、当該火災区域での関連する非安全回路から隔離していることを確認しなければならない。

片方の安全停止区分の関連回路を含むトレイ及びコンジットともう一方の安全停止区分の関連回路を含むトレイ及びコンジット間の分離及びバリア、または安全停止機器からの安全停止回路の分離は、関連回路が関係する想定火災により安全停止が妨げられないようにしなければならない。

M. *Fire barrier cable penetration seal qualification.*

Penetration seal designs must be qualified by tests that are comparable to tests used to rate fire barriers. The acceptance criteria for the test must include the following:

M.ケーブル防火バリア貫通部シールの品質保証

貫通部シールのデザインは、防火バリアのレイティングに用いられる試験に相当する試験によって品質保証されねばならない。試験の許容基準は以下のものを含まねばならない。

1. The cable fire barrier penetration seal has withstood the fire endurance test without passage of flame or ignition of cables on the unexposed side for a period of time equivalent to the fire resistance rating required of the barrier;

ケーブル防火バリア貫通部シールは耐火試験でバリアに求められる時間と同等な時間、非加熱側への炎の通過もしくはケーブルの発火が無いことが求められる。

2. The temperature levels recorded for the unexposed side are analyzed and demonstrate that the maximum temperature is sufficiently below the cable insulation ignition temperature; and
暴露されない面の記録された温度を分析し、最高温度が十分にケーブル絶縁発火温度未満であることを実証する。

3. The fire barrier penetration seal remains intact and does not allow projection of water beyond the unexposed surface during the hose stream test.
防火障壁貫通部シールは損傷を受けないこと、そして、ホーストリームテスト中に暴露されない面に水が浸透してはいけない。

N. *Fire doors*.
Fire doors shall be self-closing or provided with closing mechanisms and shall be inspected semiannually to verify that automatic hold-open, release, and closing mechanisms and latches are operable.
N.防火扉　防火扉は、自閉であるか、自動的に開放状態が維持され、保持が外れ、閉鎖する機構とラッチが働くことを、半年ごとに検査されねばならない閉鎖機構を有するものでなければならない。

One of the following measures shall be provided to ensure they will protect the opening as required in case of fire:
以下の対策のうちの一つが、火災の場合に、要求されたように開口部を守ることを保証するため用意されるべきである。

1. Fire doors shall be kept closed and electrically supervised at a continuously manned location;
防火扉は閉鎖状態で維持され、継続的に人がいる場所で電気的に監視されねばならない。

2. Fire doors shall be locked closed and inspected weekly to verify that the doors are in the closed position;
防火扉は鍵をかけて閉鎖状態に、毎週閉鎖状態にあるかを検査する。

3. Fire doors shall be provided with automatic hold-open and release mechanisms and inspected daily to verify that doorways are free of obstructions; or
防火扉は、自動的に開放状態で保持され、保持が外れる機構であり、この場合、毎日、扉のところに障害物が無いことを確認しなければならない。

4. Fire doors shall be kept closed and inspected daily to verify that they are in the closed position.

防火扉は、閉鎖状態に保持され、毎日、扉は閉鎖状態にあるかどうかを評価するために検査されねばならない。

The fire brigade leader shall have ready access to keys for any locked fire doors.
消防隊の長は、鍵のかかった防火扉では、鍵をすぐに入手できなければならない。

Areas protected by automatic total flooding gas suppression systems shall have electrically supervised self-closing fire doors or shall satisfy option 1 above.
自動ガス充満消火システムによって保護された区画は、電気的に監視付自動閉鎖防火扉を持たなければならないか、上記のオプション 1 を満たしていなければならない。

O. *Oil collection system for reactor coolant pump.*
オイル回収系統

The reactor coolant pump shall be equipped with an oil collection system if the containment is not inerted during normal operation. The oil collection system shall be so designed, engineered, and installed that failure will not lead to fire during normal or design basis accident conditions and that there is reasonable assurance that the system will withstand the Safe Shutdown Earthquake.[4]
格納容器が、通常動作時に不活性化されていない場合（註：一般に窒素封入でない場合。加圧水型）、原子炉冷却材ポンプは、油回収系統を備えなければならない。油回収系統は、通常時または設計基準事故時に損傷により火災を引き起こすことが無いように、さらに、システムが安全停止地震（潜在的な最大限の地震）に耐えることが確かだと言えるように設計、製作、設置されなければならない。（以下、略）

Such collection systems shall be capable of collecting lube oil from all potential pressurized and unpressurized leakage sites in the reactor coolant pump lube oil systems. Leakage shall be collected and drained to a vented closed container that can hold the entire lube oil system inventory. A flame arrester is required in the vent if the flash point characteristics of the oil present the hazard of fire flashback. Leakage points to be protected shall include lift pump and piping, overflow lines, lube oil cooler, oil fill and drain lines and plugs, flanged connections on oil lines, and lube oil reservoirs where such features exist on the reactor coolant pumps. The drain line shall be large enough to accommodate the largest potential oil leak.

このような収集装置は、原子炉冷却材ポンプ潤滑油系統内のすべての潜在的な加圧及び非加圧の漏れ部位から潤滑油を回収することができなければならない。
漏れを収集し、全体の潤滑油システムインベントリを保持することができる通気された密閉容器に排出されなければならない。
油の引火点特性が火災の逆火の危険性を提示した場合、通気口にフレームアレスターが必要とされる。防護する漏出点には、原子炉冷却材ポンプにそのような特性が存在する、リフトポンプや配管、オーバーフローライン、潤滑オイルクーラ、油充填及びドレイン管とプラグ、油管上のフランジが付いた接続部、および潤滑油貯蔵器を含む必要がある。
ドレイン管は、最大規模の潜在的な油漏れ収容するのに十分な大きさでなければならない。

[45 FR 76611, Nov. 19, 1980; 46 FR 44735, Sept. 8, 1981, as amended at 53 FR 19251, May 27, 1988; 65 FR 38191, June 20, 2000; 77 FR 39907, Jul. 6, 2012]

[1] Alternative shutdown capability is provided by rerouting, relocating, or modifying existing systems; dedicated shutdown capability is provided by installing new structures and systems for the function of post-fire shutdown.
代替停止機能は、既存系統の引き直し、再配置、または改修により提供され、専用の停止機能は、火災後停止機能のために新しい構造や系統をインストールすることによって提供される。

[2] As defined in the Standard Technical Specifications.
標準技術仕様で定義されているように。

[3] An acceptable method of complying with this alternative would be to meet Regulatory Guide 1.75 position 4 related to associated circuits and IEEE Std 384-1974 (Section 4.5) where trays from redundant safety divisions are so protected that postulated fires affect trays from only one safety division.
冗長安全区分のトレイが適切に防護されており、想定火災が 1 つの安全区分のトレイのみに影響を与える場合、この代替手段に適合するための許容可能な方法は、関連回路関する RG 1.75 の見解 4 および IEEE 384-1974（4.5 節）を満足することである。

[4] See Regulatory Guide 1.29—"Seismic Design Classification" paragraph C.2.
RG1.29-「耐震設計分類」段落 C.2 参照