

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0034 改51
提出年月日	平成29年6月9日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対策の有効性評価について

平成29年6月

東京電力ホールディングス株式会社

逃がし安全弁に係る解析と実態の違い及びその影響について

1. 逃がし安全弁について

逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため原子炉格納容器内の主蒸気管に設置されている。排気は、排気管により、サプレッション・チェンバのプール水面下に導かれ凝縮されるようにしている。逃がし安全弁は、バネ式（アクチュエータ付）で、アクチュエータにより逃がし弁として作動させることもできるバネ式安全弁である。すなわち、逃がし安全弁は、バネ式の安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取り付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開閉するほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素ガスを供給して弁を強制的に開放することができる。逃がし安全弁は 18 個からなり、次の機能を有している。

(1) 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。18 個の逃がし安全弁は、全てこの機能を有している。

(2) 安全弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の 1.1 倍を超えないように設計されている。18 個の逃がし安全弁は、全てこの機能を有している。

(3) 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位低及びドライウェル圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して逃がし安全弁を強制的に開放し、LOCA 時等に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系の早期の注水を促す。18 個の逃がし安全弁のうち、8 個がこの機能を有している。

(4) その他の機能

原子炉停止後、除熱機能を有する復水器が何らかの原因で使用不能な場合に、崩壊熱により発生した蒸気を除去するため、中央制御室からの遠隔手動操作で逃がし安全弁を開放し、原子炉圧力を制御することができる。18 個の逃がし安全弁は、全てこの機能を有している。

表 1 に、逃がし安全弁の吹き出し圧力を示す。

表1 逃がし安全弁の逃がし弁機能及び安全弁機能の吹き出し圧力

(逃がし弁機能の吹き出し圧力)

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量／個 (t/h)	備考*
7.51	1	363	P
7.58	1	367	J
7.65	4	370	B, G, M, S
7.72	4	373	D, E, K, U
7.79	4	377	C, H, N, T
7.86	4	380	A, F, L, R

(安全弁機能の吹き出し圧力)

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量／個 (t/h)	備考*
7.92	2	395	P, J
7.99	4	399	B, G, M, S
8.06	4	402	D, E, K, U
8.13	4	406	C, H, N, T
8.20	4	409	A, F, L, R

※：囲み文字は、自動減圧機能付きの逃がし安全弁を示す。

2. 逃がし安全弁の作動用の窒素の供給について

逃がし安全弁の機能のうち、バネ式の安全弁機能以外の「逃がし弁機能」、「自動減圧機能」及び「その他の機能」は、弁の開閉のためにアクチュエータを作動するため、窒素を消費する。表 2 に逃がし安全弁（ADS 機能付き）及び逃がし安全弁（ADS 機能なし）の動作回数及びアキュムレータ容量を示す。

表 2 逃がし安全弁の動作回数及びアキュムレータ容量
(外部からの窒素供給なしの場合)

	動作回数	使用する アキュムレータ	概略図
逃がし安全弁 (ADS 機能付き)	1 回 (ドライウエル最高使用圧力 (310kPa[gage])) 又は 5 回 (ドライウエル通常圧力 (13.7kPa[gage] 以下))	ADS 機能用 アキュムレータ (200 L)	図 1 参照
	1 回 (ドライウエル通常圧力 (13.7kPa[gage] 以下))	逃がし弁機能用 アキュムレータ (15 L)	
逃がし安全弁 (ADS 機能なし)	1 回 (ドライウエル通常圧力 (13.7kPa[gage] 以下))	逃がし弁機能用 アキュムレータ (15 L)	図 2 参照

逃がし安全弁のアキュムレータへ窒素ガスを供給する設備は、常用系及び非常用系から構成されている。常用系はフィルタ、減圧弁等により構成し、窒素ガスは不活性ガス系より供給される。非常用系は窒素ガスポンベ、減圧弁等から構成され、独立した A 系、B 系の 2 系列から成る高圧窒素ガス供給系及び代替高圧窒素ガス供給系より供給される。また、常用系と非常用系の間にはタイラインを設け、通常時は、非常用系へも常用系の不活性ガス系から供給される。図 3 に系統構成図を示す。

LOCA 後等の長期冷却時には、逃がし安全弁（ADS 機能付き）のアキュムレータに対し、窒素ガスを供給する。このとき常用系が健全であれば、常用系から供給するが、常用系が機能を喪失した場合は、非常用系の圧力低下の信号により連絡弁を閉じ、非常用系（窒素ガスポンベ）より供給する。

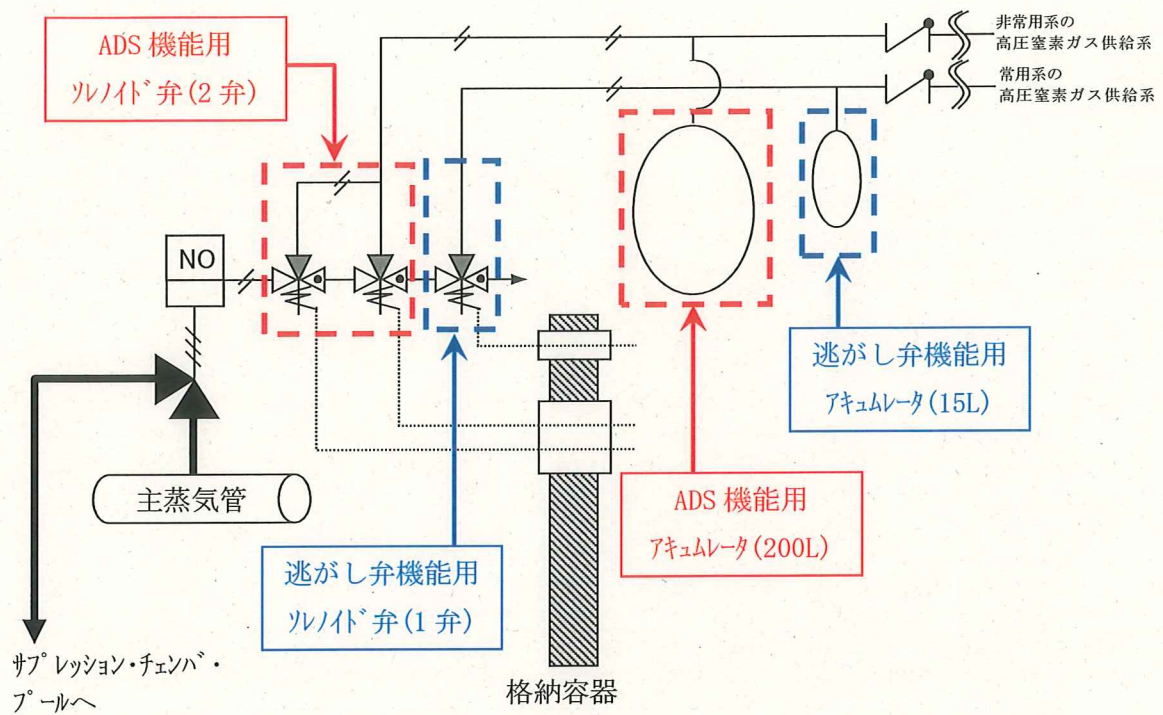


図1 逃がし安全弁（ADS機能付き）概略図

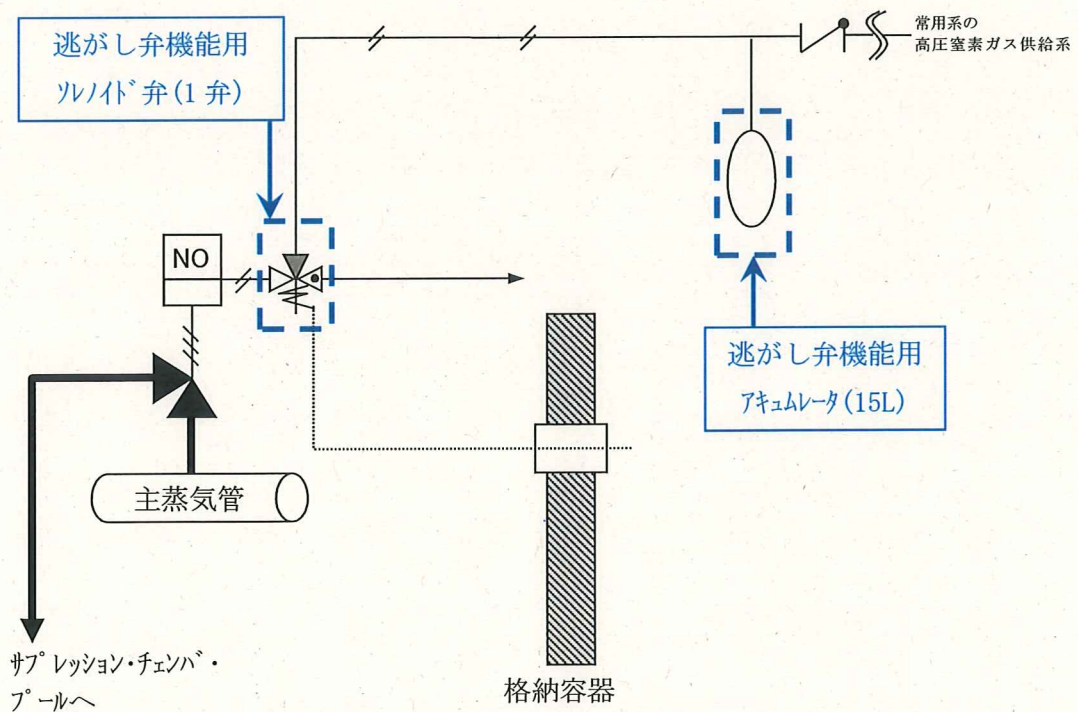


図2 逃がし安全弁（ADS機能なし）概略図

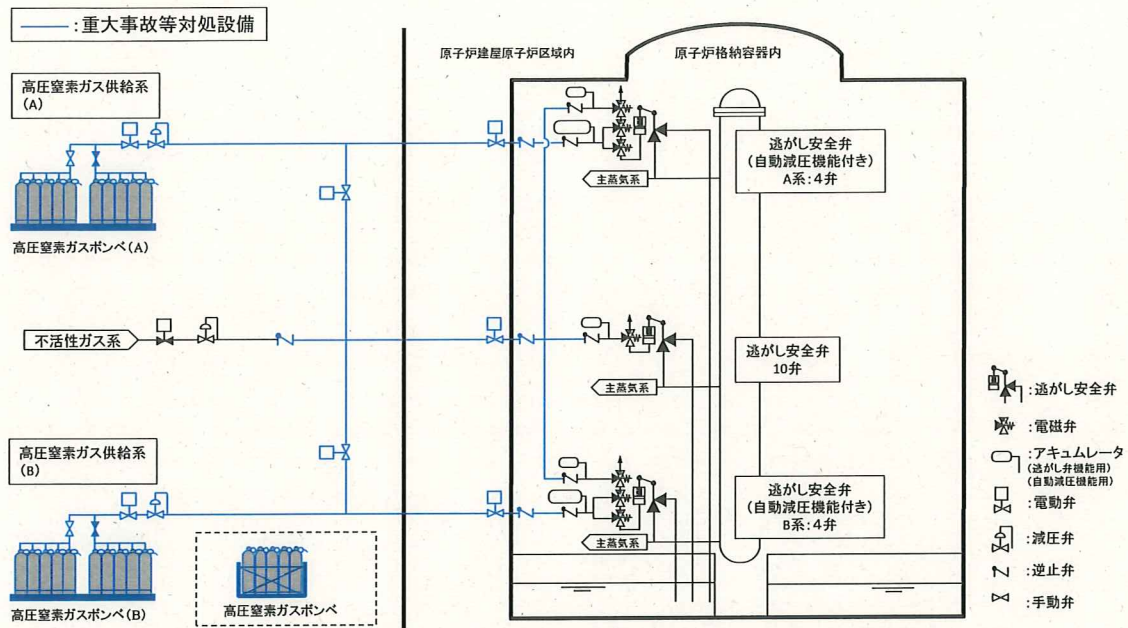


図3 高圧窒素ガス供給系及び代替高圧窒素ガス供給系 系統構成図

3. 常用系の高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合の有効性評価への影響について

有効性評価の全交流動力電源喪失シナリオにおいて、逃がし弁機能の最低設定圧力 (7.51MPa[gage]) にて原子炉を圧力制御することを前提としている。しかしながら、不活性ガス系からの窒素供給が機能喪失し、各逃がし弁用のアキュムレータに窒素が供給されないまま、長期間の事故により各弁のアキュムレータ内の窒素を消費した場合、最終的に安全弁機能の最低設定圧力 (7.92MPa[gage]) で圧力は制御されることとなる。

上記の状態においても、原子炉隔離時冷却系による注水は可能であり、原子炉系の最高使用圧力 (8.62MPa[gage]) 以下で制御されるため問題とならない。

図4から図7に安全弁機能を使用した場合の全交流動力電源喪失時の感度解析の結果を示す。図4に示すとおり、原子炉から発生する崩壊熱が蒸気として原子炉格納容器に排気されるタイミングの差異は生じるが、圧力制御を目的とした逃がし安全弁の開閉の影響は軽微で、格納容器ベント (1Pd 到達) の実施時期を含めて原子炉格納容器除熱への影響はない。

また、低圧注水等に移行するための急速減圧は、自動減圧用のアキュムレータを用いるため、逃がし弁用のアキュムレータ内の窒素の消費の状況に係わらず操作は可能であり、逃がし安全弁の吹出圧力が 7.51MPa[gage] から 7.92MPa[gage] に上昇することで、急速減圧時の圧力が上昇するが、減圧時間に対する影響は軽微で、図6に示すとおり燃料被覆管温度に対しても有為な影響はない。

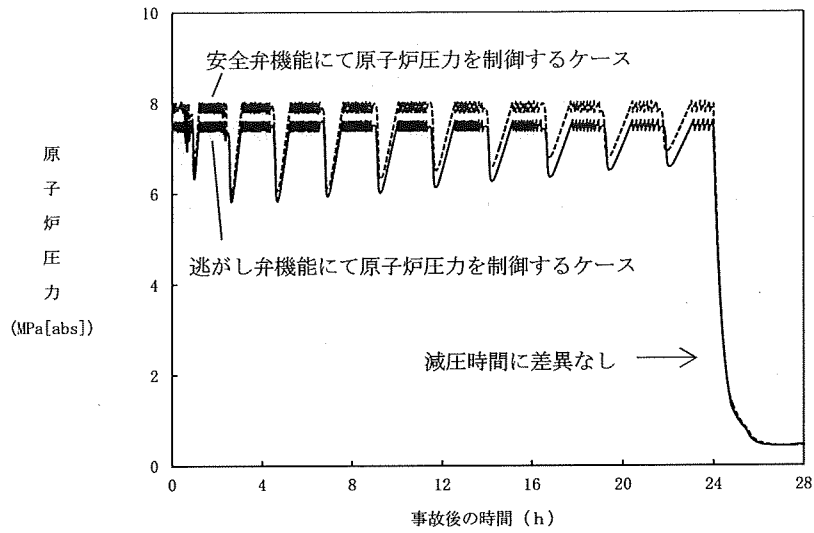


図4 原子炉圧力の変化

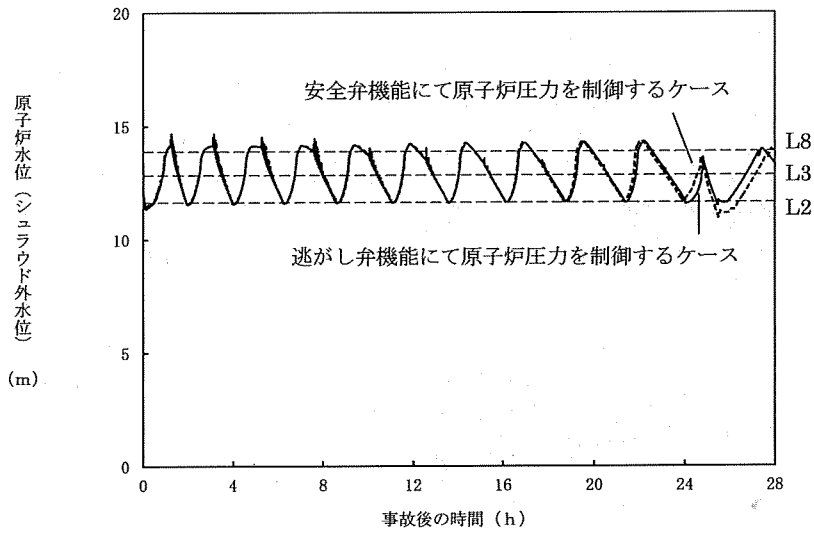


図5 原子炉水位の変化

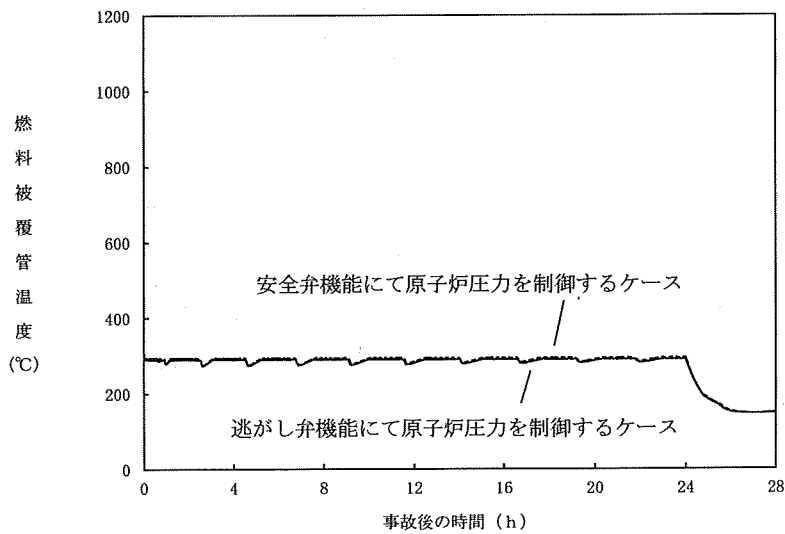
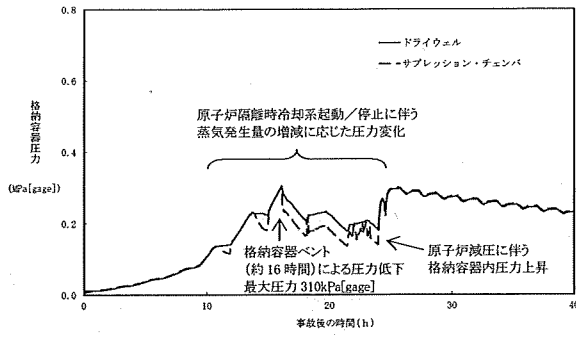
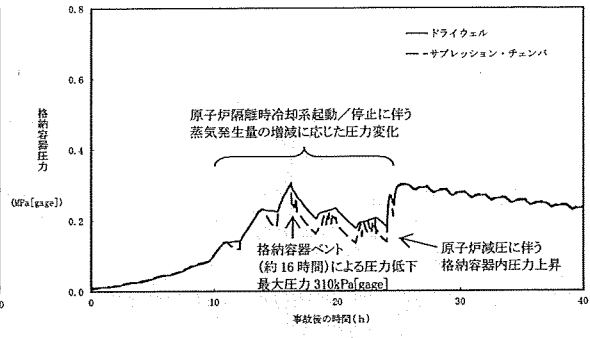


図6 高出力燃料集合体の燃料被覆管の温度の変化



(a) 逃がし弁機能



(b) 安全弁機能

図7 格納容器圧力の変化

4. 逃がし安全弁の原子炉圧力制御に係る実態と解析の違い

常用系の高圧窒素ガス供給系が使用可能であれば、逃がし安全弁の逃がし弁機能のアクチュムレータに、不活性ガス系から窒素が供給され、逃がし弁機能の最低設定圧力の7.51MPa[gage]で原子炉の圧力は制御される。地震等により、常用系が使用不可の場合は、7.51MPa[gage]から徐々に吹出圧力が上昇し、最終的には安全弁機能の最低設定圧力の7.92MPa[gage]で圧力は制御される。

有効性評価では、逃がし弁機能の最低設定圧力(7.51MPa[gage])で原子炉を圧力制御することを前提に解析しているが、実態の運用としては、事故時運転操作手順書(徴候ベース)に定めるとおり、逃がし安全弁による減圧にあたっては、サプレッション・チェンバ・プール水温の上昇を均一にするため、水温を監視しながら、なるべく離れた排気管クエンチャ位置の弁を順次開放することとしている。なお、安全弁機能で圧力制御される場合においても逃がし安全弁のうち安全弁機能の最低設定圧力(7.92MPa[gage])を有する弁は2個あり、図8に示すように当該弁はサプレッション・チェンバ・プールの対角位置に設置されていることから、安全弁機能による原子炉圧力制御のため繰り返し動作しても、原子炉から放出される水蒸気が1カ所に偏らないよう考慮されている。

5. 原子炉圧力制御に係るサプレッション・チェンバ・プールの温度成層化の影響

「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第5部 MAAP 別添1(補足) 圧力抑制プール(S/C)の温度成層化の影響について」(以下「解析コード資料」という。)にて、温度成層化の発生可能性について福島事故を踏まえた考察を纏めており、これを踏まえ、ABWRにおけるサプレッション・チェンバ・プールの温度成層化の影響について、以下に述べる。

解析コード資料で参照した福島第二4号炉の逃がし安全弁の排気管のクエンチャ及び原子炉隔離時冷却系排気スパー ज्याの位置関係は図9と同様な位置関係であり、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」のように、原子炉隔離時冷却系の間欠運転によって原子炉水位を維持しつつ、逃がし安全弁で原子炉圧力の制御を行う場合には、原子炉隔離時冷却系が停止している間の逃がし安全弁の動作に伴う攪拌効果により、温度成層化の発生の可能性は小さくなる。

一方、原子炉隔離時冷却系を停止し、逃がし安全弁による原子炉の減圧状態を維持して低圧代替注水系(常設)を用いた原子炉注水を行う場合には、サプレッション・チェンバ・プールの温度成層化の発生の可能性はあるが、図9に示すとおり柏崎刈羽6号及び7号炉の逃がし安全弁クエンチャの排気口はサプレッション・チェンバ・プールの底部から約2mの下部の位置に設置されていることから、この付近を境に上下の温度差が発生したとしても、サプレッション・チェンバ・プール水の多くを上部の温度が高い層が占めるため、解析コード資料で参照した福島第二4号炉と同様に格納容器圧力に対する影響は小さいものと考えられる。

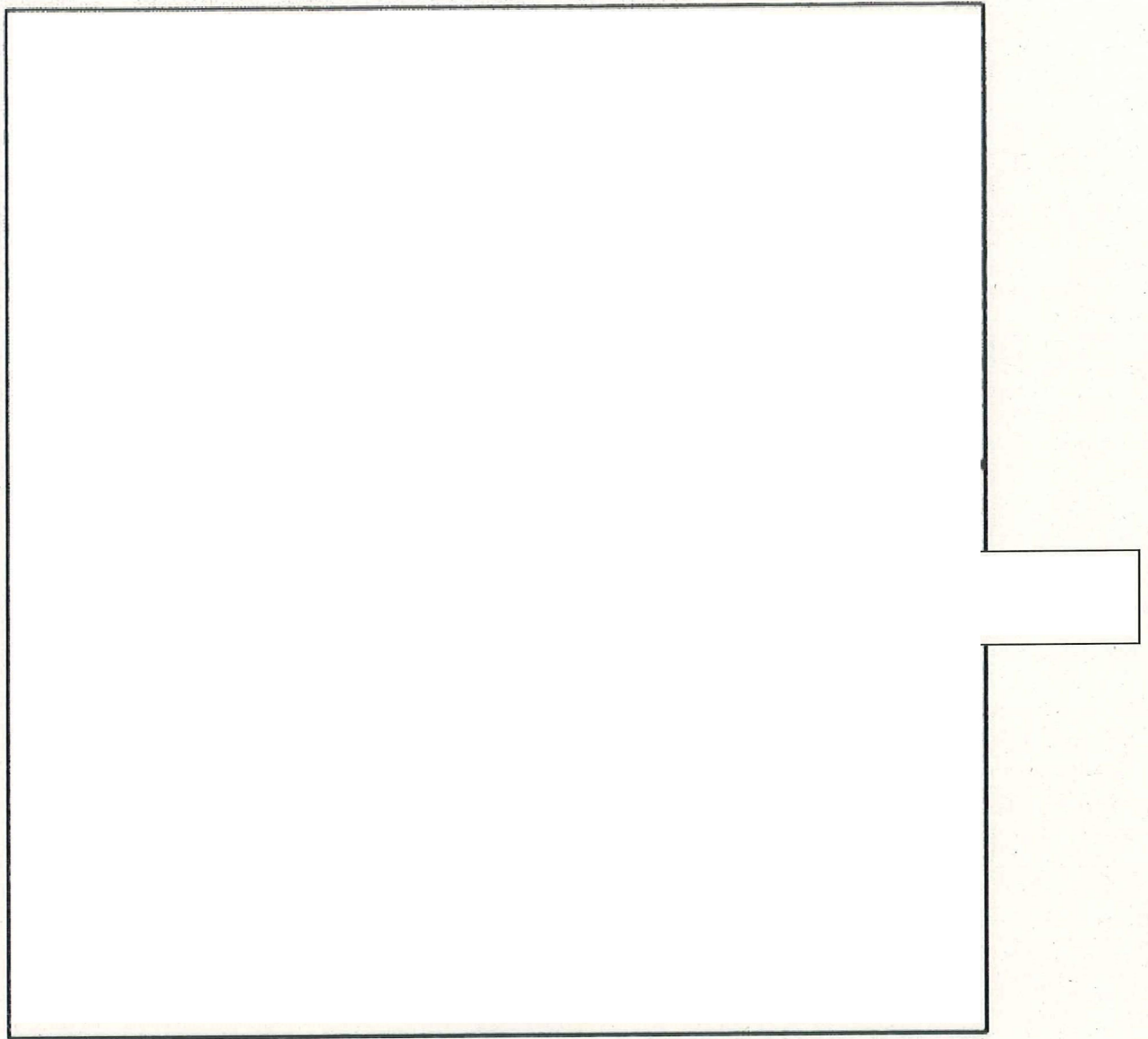


図8 サプレッション・チェンバ・プール内の逃がし安全弁クエンチャの配置図

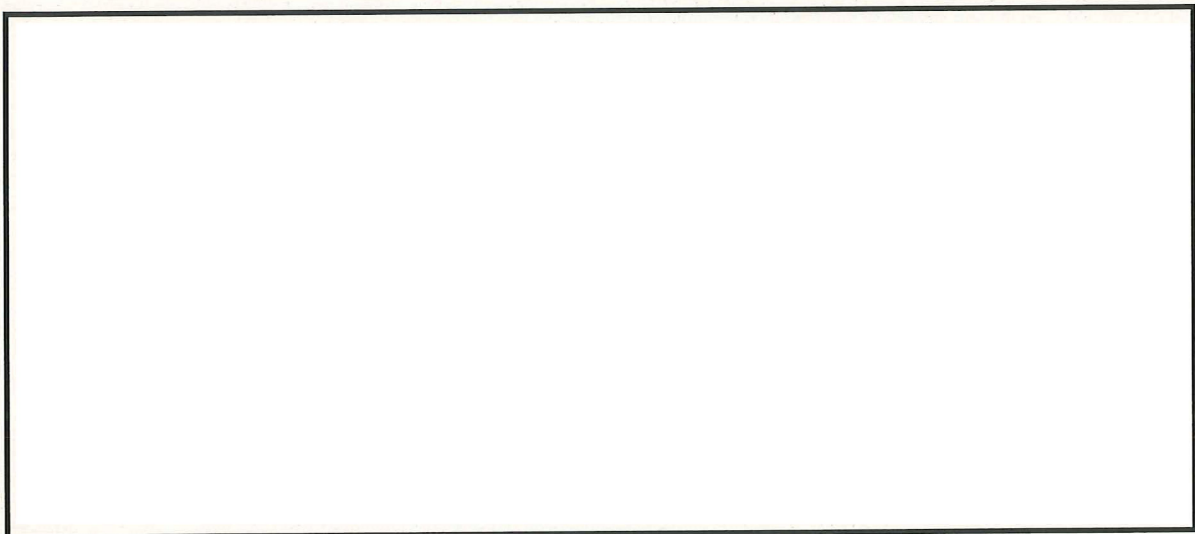


図9 サプレッション・チェンバ・プール内の逃がし安全弁クエンチャ排気口及び原子炉
隔離時冷却系排気スパージャの配置図